

Elektrotechnik und Maschinenbau

ZEITSCHRIFT DES ÖSTERREICHISCHEN
VERBANDES FÜR ELEKTROTECHNIK

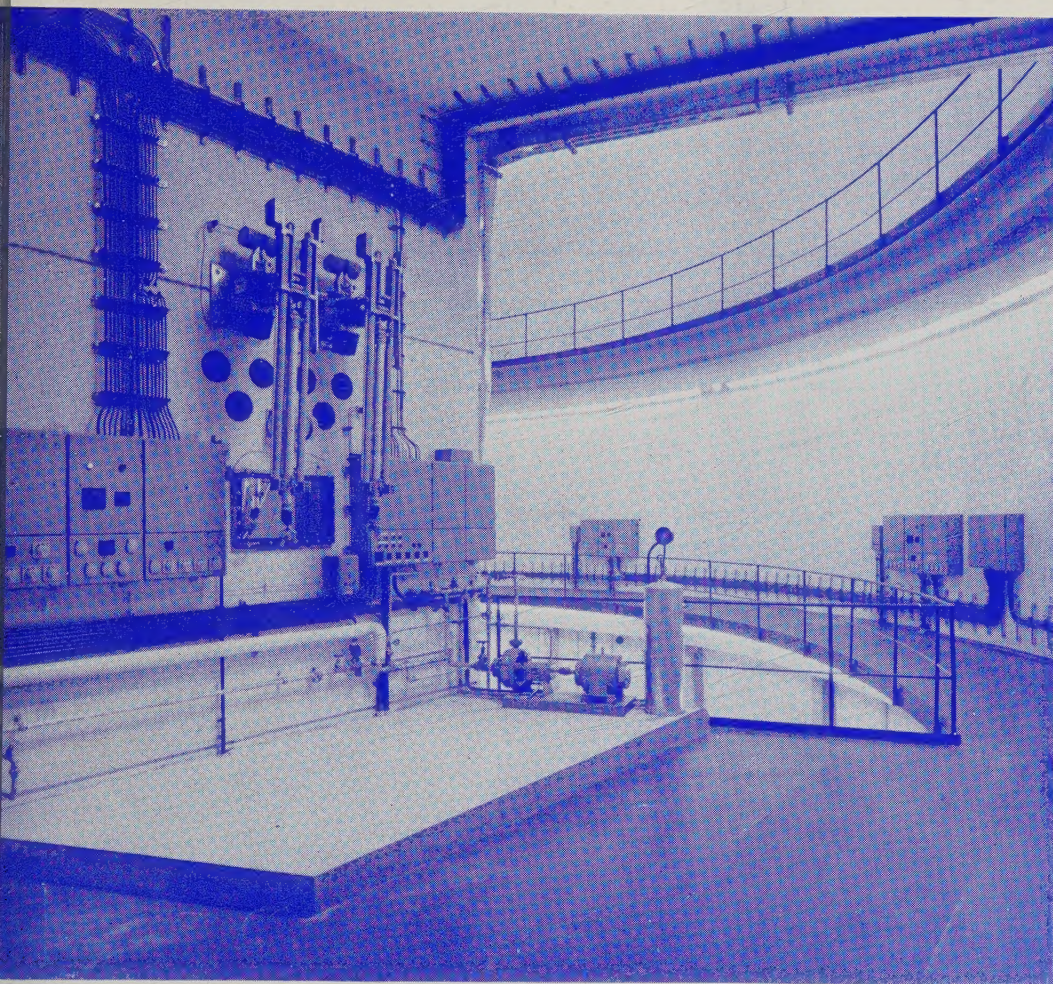
SCHRIFTFÜHRER: H. SEQUENZ UND F. SMOLA, WIEN SPRINGER-VERLAG, WIEN

Jahrgang

Wien, 1. November 1960

Heft 21, Seite 537—572

Reaktorzentrum Seibersdorf



Blick auf die Umgrenzungsmauern der hot cell (heiße Zelle) mit Experimentier-Schaltkasten, Schützensteuerungskästen sowie Schaltkästen für die Inneneinrichtungen samt Verbindungs- und Steuerkabeln. Die zweckentsprechend projektierte Beleuchtung ist zum Teil unterhalb der Galerie und an der Decke ersichtlich.

ELIN-UNION

(S) (G) (P) geht mit der Zeit!

Unsere Reaktorbau-Abteilung lieferte bisher:

SEIBERSDORF: Reaktortank, Thermische Säule, Strahlrohre, Lagerrohre, Unterwasserbestrahlungs-Einrichtung, Bedienungsbrücke für den Forschungsreaktor „ASTRA“, 500-PS-Dieselaggregat mit Schwungrad und ein Drittel der Reaktormontage.

BELGRAD: Zwei 280-PS-Dieselaggregate für das Reaktorzentrum „BORIS KIDRIC“.

ISTANBUL: Strahlrohrkollimator, Transportbehälter, Strahlrohrverschluß für den türkischen Forschungsreaktor.

WIENER PRATER: Gesamtauftrag auf die Einrichtung des Hochschul-Reaktors „TRIGA“. Bau von Strahlrohren, Thermischen Säulen, Abschirmtor usw. 75-PS-Dieselaggregat.

KERNKRAFTWERK: Die SIMMERING-GRAZ-PAUKER A. G. hat mit anderen österreichischen Großfirmen die REAKTOR-IG. gegründet, die in Zusammenarbeit mit der Elektrizitätswirtschaft das erste österreichische Kernkraftwerk plant.

SIMMERING-GRAZ-PAUKER A. G.

Zentralverwaltung: WIEN VII, Mariahilferstraße 32

Fernruf: 45 76 61, Draht: Esgepe Wien, Fernschreiber: 01 2767

2 tragbare Typen

a) bis 60 kV Prüfspannung

b) bis 90 kV Prüfspannung

mit giessharzisierten
Hochspannungs-
transformatoren

Beträchtliche Vorteile:

Kleiner Raumbedarf

Kleines Gewicht

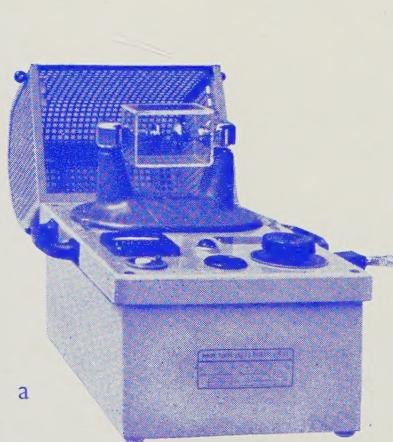
Trockene Bauweise

Leicht transportierbar

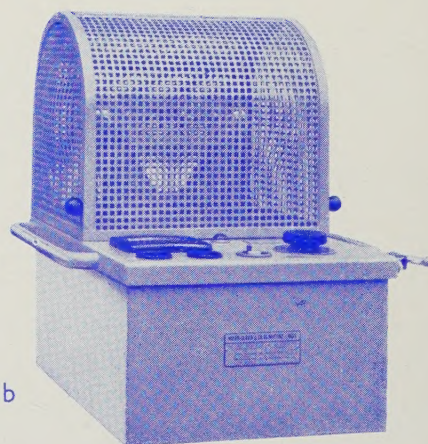
Niedrige Preise

Ausführliche Liste Nr. 322a

Öl- und allgemeine Isolations-Prüfapparate



a



b

Vertretung in Österreich:

Ing. Hubert Völkerer, Wien XVII, Wichtelgasse 55

Telefon 66 37 933

MOSER-GLASER & CO. AG.

SPEZIALFABRIK FÜR TRANSFORMATOREN, MESSWANDLER UND ANGEWANDTE APPARATE

MUTTENZ bei BASEL

150-MWe-Kernkraftwerk mit organischem Moderator und Kühlmittel (Bauart NAA)

Von R. HARDE, Bensberg/Köln

DK 621.039.524.7 : 621.039.534.7

1) Kennzeichnung des Reaktortyps und Auslegung der Anlage

1,1) Allgemeine Kennzeichnung

Als Kühlmittel und Moderator wird im OMR ein Gemisch von Terphenylen mit einem Gehalt von 30% hochsiedender Zersetzungsprodukte verwendet.

Das Core besteht aus dichtgepackten Brennstoffträgereinheiten, die in insgesamt 222 Brennelemente zusammengefaßt sind. Es ist möglich, wahlweise Elemente mit metallischem Brennstoff oder aber mit Uranoxyd einzusetzen.

Der Umlauf des Kühlmittels durch die vier Primärkreisläufe erfolgt mittels Zentrifugalpumpen.

Für alle Behälter, Rohrleitungen und Armaturen ist Kohlenstoffstahl als Werkstoff vorgesehen. Der maximale Betriebsdruck des Primärsystems ist 12 ata.

Die Reinigung des Kühlmittels von hochsiedenden Zersetzungsprodukten und Verunreinigungen wird in einer kontinuierlich arbeitenden Destillationsanlage durchgeführt, während im Kühlmittel gelöste Gase sowie in das Primärsystem eingedrungenes Wasser von einer Entgasungseinrichtung entfernt werden.

Die Radioaktivität des Kühlmittels ist bei Reaktorbetrieb außerordentlich gering.

Der in acht Verdampfern erzeugte Dampf hat nach Passieren von vier Überhitzern am Turbineneingang einen Druck von 55 ata bei 305 °C. Dies ermöglicht einen Nettowirkungsgrad der Anlage von 29,4%.

1,2) Brennelemente

1,21) Metallelemente

Jeweils 176 plattenförmige Brennstoffträger sind in quadratischen Kästen von 3 m Länge, 15,5 cm Breite und 4 mm Wandstärke zusammengefaßt. Das Kastenmaterial ist ein Al-Al₂O₃-Sinterwerkstoff (APM-486). Der Brennstoff liegt in 2,5 mm starken gegossenen Platten aus einer U-3,5% Mo-1/2% Si-Legierung vor. Zwischen dem Uran und der berippten Aluminiumhülle ist eine 50 µ starke Nickel-Diffusionsbarriere vorgesehen. Die Anreicherung des Brennstoffs nimmt in drei Zonen des Cores von innen nach außen zu, die Werte sind 1,55%, 1,64% und 1,75%. Im stationären Betrieb wird der Reaktor mit Elementen von 1,75% Anreicherung beschickt.

Insgesamt befinden sich 222 Brennelemente im Core mit einem Urangehalt von 45 t; die mittlere Leistungsdichte beträgt dann 11,3 MW/t.

1,22) Oxydelemente

Um völlige Austauschbarkeit gegen die Metallelemente sicherzustellen, haben die Oxydelemente äußerlich die gleichen Abmessungen wie die Metallelemente. Die in berippten APM-Stäben (Al-Al₂O₃-Sinterwerkstoff)

enthaltenen UO₂-Tabletten besitzen einen Durchmesser von 7 mm. Die Zonenanreicherungen betragen hier (von innen nach außen) 1,5%, 1,83% und 2%. Das gesamte Uraninventar stellt sich dann auf 35 t bei einer mittleren Leistungsdichte von 14,6 WM/t.

1,3) Regelstäbe

Die durch mechanische Antriebe von unten her angetriebenen 45 Regel- und Trimmstäbe sind kreuzförmig mit einer Blattbreite von 22,5 cm bei einer Dicke von 6,3 mm. Der Absorberteil besteht aus einer 30prozentigen Dispersion von Gd₂O₃ in rostfreiem Stahl mit einem Überzug aus rostfreiem Stahl. Die Regelstabenfolger sind aus APM gefertigt. Die von allen Stäben beherrschte Reaktivität beträgt etwa 15%. Damit erübrigen sich zusätzliche Maßnahmen zur Reaktivitätsbeeinflussung.

1,4) Kühlmittel

Als Kühlmittel wird eine handelsübliche Mischung von Terphenylen (typische Zusammensetzung: 10% Ortho-T; 60% Meta-T; 30% Para-T) bei einem sta-



Abb. 1. Zersetzungsrate von Polyphenylen bei Bestrahlung

Zersetzung von Santowax R durch Reaktorstrahlung

tionären Gehalt von 30% hochsiedenden Zersetzungsprodukten verwendet. Das Gesamtsystem enthält in den Hauptkühlkreisläufen etwa 370 t Terphenyl, weitere 200 t befinden sich im Reaktortank und nochmals 100 t in Hilfsanlagen und Vorratsbehältern.

Die Zersetzungsrate des Kühlmittels durch schnelle Neutronen und Gammastrahlen beträgt etwa 11 kg/MWd. Das Reinigungssystem hat daher täglich rund 5,5 t hochsiedende Zersetzungsprodukte (bei einem stündlichen Durchsatz von etwa 1 200 kg durch die Destillationskolonnen) zu entfernen. Im Entgaser werden stündlich

etwa 100 t Kühlmittel (d. h. etwa 0,3% Bypass vom Hauptstrom) aufgearbeitet, um gasförmige Zersetzungsprodukte abzutrennen und insbesondere den aus Wärmetauscherundichtigkeiten herrührenden Wassergehalt niedrig zu halten.

Die pyrolytische Zersetzung des Kühlmittels spielt bei den Betriebstemperaturen der Anlage keine Rolle (etwa $10^{-4}\%/h$).

Die Korrosionsgeschwindigkeit von normalem Kohlenstoffstahl und Aluminium in Santowax R ist, falls der Wassergehalt niedrig gehalten wird, äußerst gering.

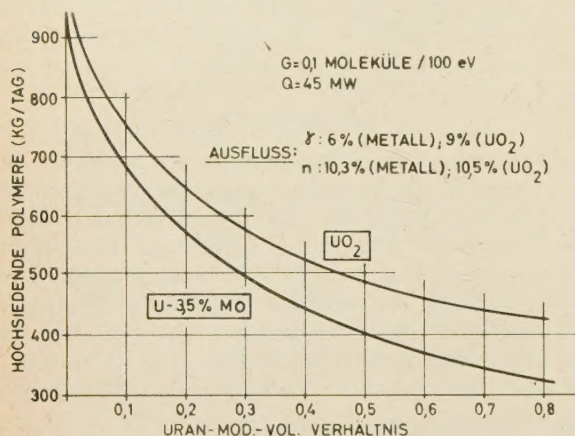


Abb. 2. Relativer Anteil von Neutronen- und Gammastrahlen an der Strahlungszersetzung

Sie beträgt bei Stahl 0,1 mg/cm² und Monat und bei Aluminium 0,2 mg/cm² und Monat. Auch Uranmetall wird vom Kühlmittel nur schwach angegriffen (3 mg/cm² Monat), es ist deswegen vom Sicherheitsstandpunkt

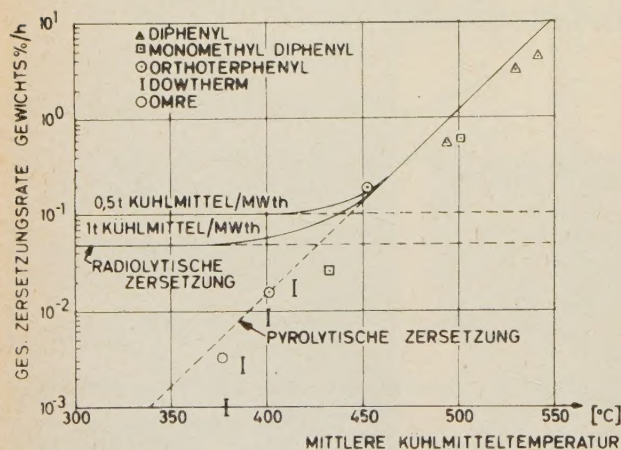


Abb. 3. Einfluß der Kühlmitteltemperatur auf die Zersetzungsrate

unbedenklich verwendbar. Der Dampfdruck des Kühlmittels beträgt für die Kühlmittelaustrittstemperatur 0,45 ata und bei der maximalen Oberflächentemperatur (beim Metallcore 385 °C) 1 ata. Der maximale Betriebsdruck von 12 ata ist im Hinblick auf den Strömungsdruckabfall im Primärkreis nur erforderlich, um Pumpenkavitation zu vermeiden. Es ist daher bei Leitungsbruch nicht zu befürchten, daß das Kühlmittel spontan verdampft.

1,5) Thermische und hydrodynamische Daten des Primärkreises

(Soweit die Werte für die beiden Cores voneinander abweichen, sind die Oxydcore-Daten in Klammern gesetzt.)

Thermische Leistung	510 MW (th)
Kühlmittelfluß	27 500 (31 000) t/h
Austrittstemperatur	330 °C
Eintrittstemperatur	297 (301) °C
Maximale BE-Oberflächen-temperatur (hot spot)	385 (408) °C
Maximale BE-Oberflächen-temperatur (mittel)	343 (352) °C
Maxim. Brennstofftemperatur	427 (1 700) °C
Maximale Kühlmittelgeschwindigkeit	4,2 m/s
Druckabfall in den BE	2,25 (1,55) at
Pumpleistung (Primärkreis)	5 (5,2) MWe
Mittlerer Wärmestrom (BE-Oberfl.)	66 000 (76 000) kcal/m ² h
Maximaler Wärmestrom (BE-Oberfl.)	197 000 (240 000) „
Kritischer Wärmestrom	etwa 1 200 000 „
Makroskopischer Formfaktor der Leistungsdichte	2
BE-Formfaktor	1,2

1,6) Nukleare Daten

K_{eff} (stationär, unvergiftet) = 1,085 (1,087)

Reaktivitätsbedarf für

Xe + Sm = 3,0 (3) %

Abbrand = 3,5 (4,6) %

Betrieb = 2,0 (1,15) %

Stationärer mittlerer Abbrand $W = 7 000$ (12 000) MWd/t

Konversionsfaktor $C_{stat} = 0,63$ (0,58)

Temperaturkoeffizient

(anfängl.) $\frac{\Delta K}{K} = -1,1 \cdot 10^{-4} (°C)^{-1}$

Neutronenfluß (mittl. therm.) $\bar{\Phi} = 2$ (2,45) $\cdot 10^{13}$ n/cm² s.

Diffusionsfläche (anfängl.) $L^2 = 10,2$ (11,9) cm²

1,7) Konstruktive Auslegung des Primärkreislaufes

Der Reaktortank besteht aus einem zylindrischen Kohlenstoff-Stahlgefäß von etwa 13 m Länge und 4,10 m innerem Durchmesser. Die Wandstärke beträgt bei einem Auslegungsdruck von 22 ata zwischen 4,5 und 8,5 cm.

Das durch die vier Stützen von etwa 90 cm Durchmesser eintretende Kühlmittel strömt zunächst längs eines 15 cm dicken thermischen Stahlschildes nach unten und dann von unten nach oben durch die Brennelemente und längs der Regelstäbe. Das Kühlmittel verläßt am oberen Rand den Reaktortank durch 4 Austrittsstützen und gelangt durch 2 hintereinanderliegende unabhängig zu betätigende Schieber von 76 cm Weite zu den Wärmetauschern. Diese bestehen in jedem Kreislauf aus je 2 parallelgeschalteten, liegenden Verdampfern mit U-förmigen Rohren und Dampftrömmeln mit Zwangsumlauf (Lamont-Typ) sowie einem gemeinsamen Dampfüberhitzer, ebenfalls mit U-Rohren. Die ungefähren Maße eines Verdampfers sind 8,6 m Länge

und 2,6 m Durchmesser mit einer Verdampferfläche von 2 200 m². Das organische Kühlmittel wird außerhalb der Rohre geführt. Die Überhitzer besitzen nur eine Tau-

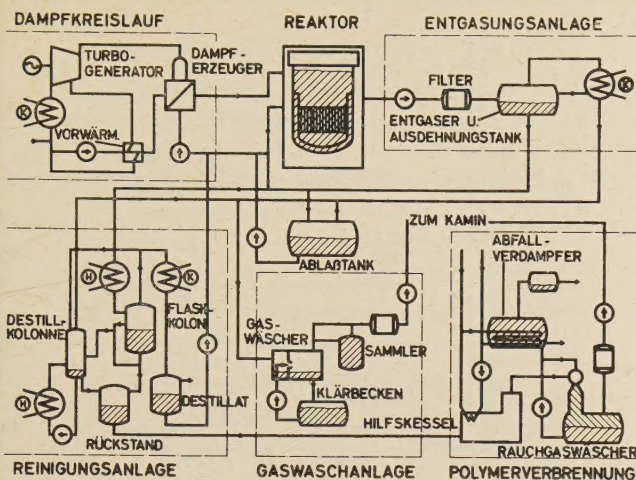


Abb. 4. Schema eines OMR-Kraftwerkes

schersfläche von 560 m² bei insgesamt 6,3 m Länge und 2,35 m Durchmesser. Die Zirkulation des Kühlmittels erfolgt in jedem Kreislauf durch eine Zentrifugalpumpe

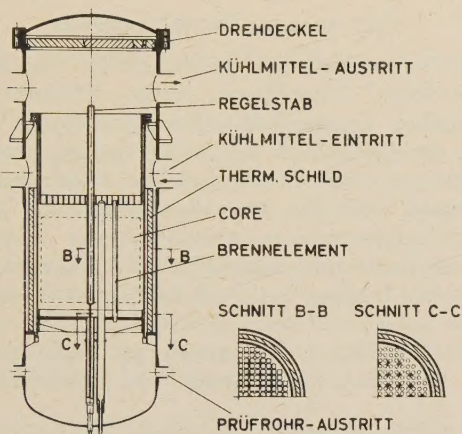


Abb. 5. Längsschnitt durch den Reaktor

(mit Schleifringdichtung am Schaft), welche auf einem Kühlmitteldurchsatz von etwa 8 000 t/h bei einer Förderhöhe entsprechend 7 ata ausgelegt ist.

1,8) Regelsystem

Die Reaktorleistung wird entsprechend der Last der Turbogeneratoren geregelt, und zwar über einen Neutronenflußregler, der die Regelstäbe im Reaktor verstellt. Der Kühlmitteldurchsatz im Reaktorkühlkreis bleibt dabei konstant. Bei Leistungsänderungen werden die Aufwärmspanne und die Austrittstemperatur des Reaktorkühlmittels in der Weise geändert, daß der Dampfdruck an den Drosselventilen der Turbinen konstant bleibt. Auf den Neutronenflußregler sind aufgeschaltet: der Dampfdrucksatz, ferner eine Führungsgröße für die Kühlmittelaustrittstemperatur und ein Dampfdrucksignal mit integralem Verhalten.

Über einen zusätzlichen Dampfdruckregler wird bei einer plötzlichen starken Lastreduzierung der Dampf-bypass in den Kondensator geöffnet.

Wird die Anlage längere Zeit auf einem geringeren Leistungsniveau gefahren, so können ein oder mehrere Primärkühlkreise abgeschaltet werden.

1,9) Dampfkreislauf

Durch die im Reaktor erzeugte Wärme werden in den Dampferzeugern stündlich 830 t überhitzter Dampf von 55 ata und 305 °C erzeugt und auf zwei Turbinen von je 81,4 MW Leistung gegeben.

Nach Expansion im Hochdruckteil wird der dann gesättigte Dampf in einem mit Frischdampf beheizten Zwischenüberhitzer wieder auf 254 °C erwärmt. Am Turbinenaustritt weist der auf 0,023 ata entspannte Dampf einen Wassergehalt von etwa 14% auf.

Für die Vorwärmung des Speisewassers sind fünf ungesteuerte Turbinenanzapfungen vorgesehen. Das Speisewasser wird zunächst in drei Niederdruck-Ober-

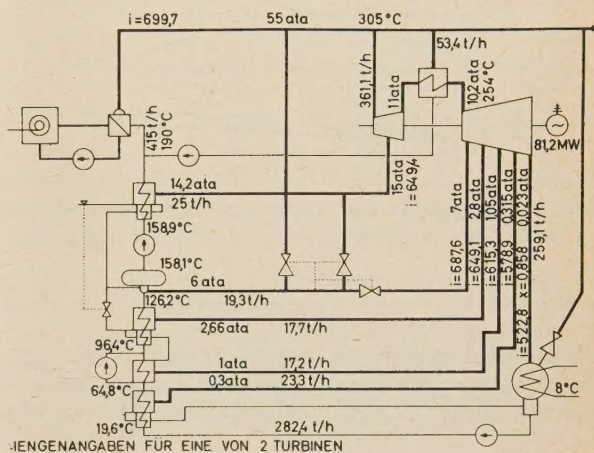


Abb. 6. Dampfkreislauf (150-MWe-OMR)

flächen-Vorwärmern vorgewärmt, bevor es in den Entgaser-Mischvorwärmer kommt. Im Entgaser-Mischvorwärmer erfolgt die Entgasung des Speisewassers und die Aufwärmung auf 158 °C. Beim Austritt aus dem

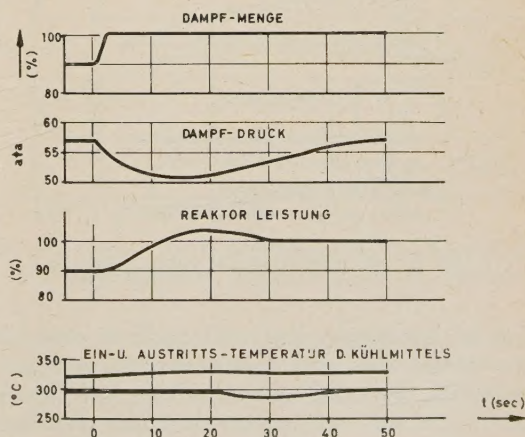


Abb. 7. Plötzliche Leistungssteigerung von 90% auf 100%

nachgeschalteten Hochdruckvorwärmer beträgt die Speisewassertemperatur 190 °C. Durch mehrere Reduzierstationen ist dafür Sorge getragen, daß der Entgaser-Mischvorwärmer bei konstantem Druck arbeitet (Abb. 6).

2) Betriebsverhalten und Sicherheitsaspekte der Anlage

2.1) Normalbetrieb

Nach Aufheizen des Kühlmittels durch die dampfgespeiste Begleitheizung auf etwa 180 °C werden die Umwälzpumpen auf vollen Kühlmitteldurchsatz geschaltet. Der Reaktor wird alsdann durch Ausfahren der

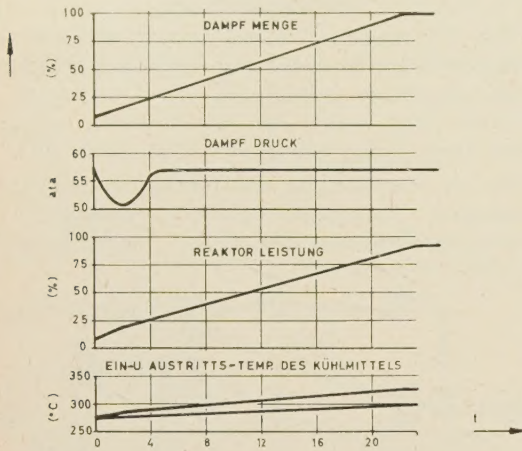


Abb. 8. Hochfahren von 10 % auf 100 % Leistung mit 4 %/min. Der Zeitmaßstab wird in Minuten angegeben

Regelstäbe mit einer Geschwindigkeit, entsprechend $10^{-4} \Delta K/s$, von Hand kritisch gemacht. Die mit zunehmender Erwärmung auftretende Ausdehnung des Kühlmittels wird vom Entgasungssystem, das gleichzeitig der Druckhaltung dient, aufgefangen. Bis zum Er-

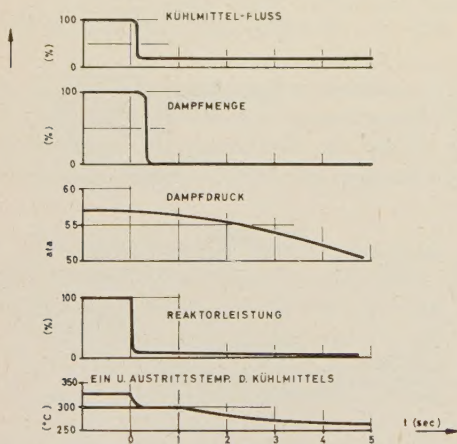


Abb. 9. Schnellschluß bei voller Leistung

reichen des Betriebsdruckes im Dampfkreis wird der erzeugte Dampf über den Turbinenbypass in den Kondensator abgeführt. Die Austrittstemperatur des Kühlmittels richtet sich automatisch nach dem jeweils vom Operator eingestellten Reaktorleistungspegel. Sobald die Turbinen angefahren und auf Betriebsdrehzahl gebracht sind, wird ab 15 % der Nennlast die Reaktorregelung auf Automatik umgestellt. Die volle Leistung kann dann mit einer Geschwindigkeit von 6 MWe/min erreicht werden. Bei konstantem Kühlmittelstrom erlaubt das Regelsystem plötzliche Laständerungen bis zu $\pm 10\%$.

Das Abfahren des Kraftwerks im Normalfall erfolgt sinngemäß wie das Anfahren bei Umkehrung der Reihenfolge. Nach Abschaltung wird die nukleare Restwärme durch verringerte Zirkulation in einem oder meh-

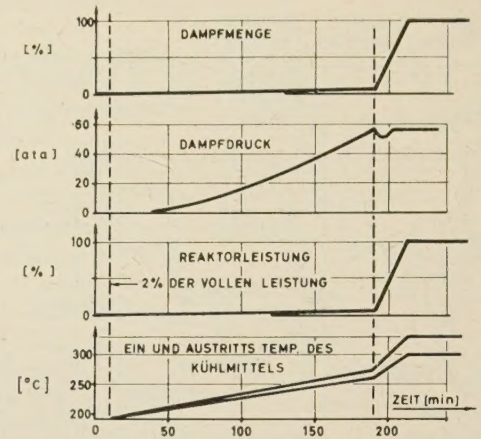


Abb. 10. Normales Anfahren des Kraftwerkes

ren Kreisläufen abgeführt. Die Pumpen werden dabei von kleineren Hilfsmotoren, die ans Notstromnetz angeschlossen sind, angetrieben.

2.2) Anomale Betriebszustände

Die charakteristischen Eigenschaften des Reaktortyps (niedriger Dampfdruck, geringe Kühlmittelaktivität, negativer Temperaturkoeffizient, chemische Verträglichkeit der Bestandteile des Cores) und die besonderen konstruktiven Vorkehrungen (z. B. zweite gas- und druckdichte Stahlhülle vom Reaktortank bis zu den ersten Absperrschiebern, Aufstellung der Wärmeübertrager in druckfesten, abgeschlossenen Räumen, Sicherheitssystem) machen das OMR-Kraftwerk zu einer sehr sicheren Anlage und verhindern bei glaubhaften Unfällen eine Gefährdung der Umgebung durch radioaktive Stoffe. Eine zusätzliche Umhüllung (Containment) ist

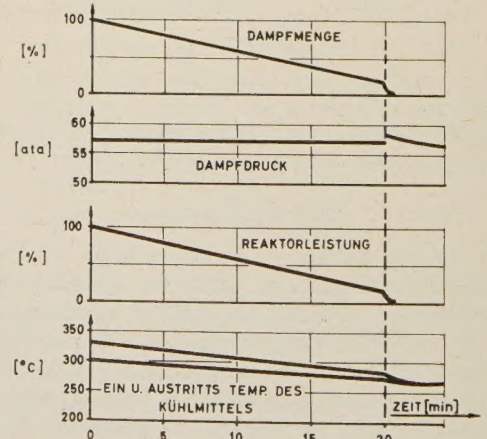


Abb. 11. Normales Abfahren des Kraftwerkes

daher an sich überflüssig, würde andererseits aber nicht zu einer bedeutsamen Erhöhung der Anlagenkosten führen, weil bei allen denkbaren Reaktorunfällen kein starker Druckanstieg auftreten kann, eine Druckfestigkeit des Behälters also nicht erforderlich ist.

Die Konsequenzen im Hinblick auf die Sicherheit für die wichtigsten anomalen Betriebszustände oder Unfälle werden nachstehend kurz zusammengefaßt.

2,21) Startunfall

Hier handelt es sich um den Fall, daß beim Anfahren des Reaktors der Regelstab unkontrolliert mit der Maximalgeschwindigkeit von $10^{-4} \Delta K/s$ herausgezogen wird. Nur für den unglaublichen Fall, daß

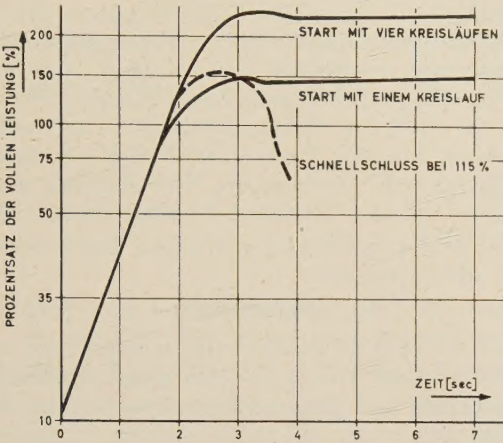


Abb. 12. Startunfall durch Herausfahren der Regelstäbe

jegliche Reaktion des Sicherheitssystems ausbleibt, ist damit zu rechnen, daß einige Brennelemente schmelzen. Hierzu müssen jedoch fünf unabhängige Funktionen des Sicherheitssystems versagen, der Antrieb des Regelstabes aber funktionieren und auch nicht von Hand abstellbar sein. Aktivität gelangt jedoch in keinem Falle aus dem Primärsystem heraus (Abb. 12).

2,22) Unfall durch Eintritt kalten Kühlmittels

Dieser Unfall würde bei Zuschalten eines kalten Kreislaufts auftreten und wegen des negativen Temperaturkoeffizienten zu einem Leistungsanstieg führen.

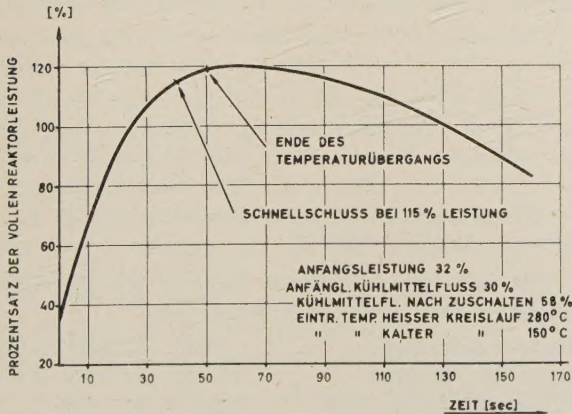


Abb. 13. Unfall beim Zuschalten eines kalten Kreislaufts

Selbst bei Versagen des Sicherheitssystems und der Verriegelung der Absperrschieber tritt hier keine Gefährdung des Cores auf (Abb. 13).

2,23) Ausfall der Hauptantriebe der Kühlmittelpumpen

Hier übernehmen sofort die vom Neutronennetz gespeisten Hilfsmotoren den Antrieb und stellen so einen

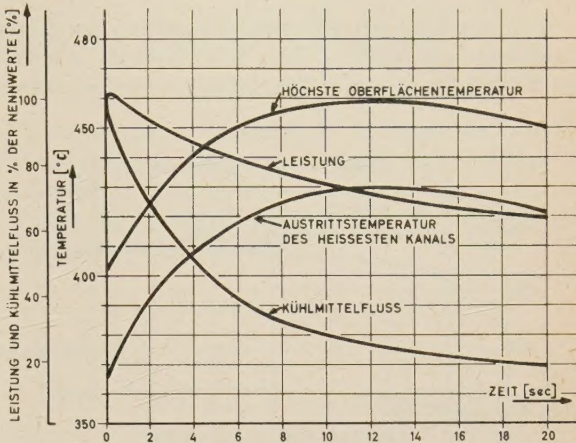


Abb. 14. Pumpenausfall ohne Schnellschluß

ausreichenden Kühlmittelfluß sicher, auch wenn es nicht zum Schnellschluß durch das Sicherheitssystem kommt (Abb. 14).

2,24) Unfall durch Leitungsbruch im Primärkreis

Für den ungünstigen Fall des totalen Bruches einer Hauptleitung hinter den Absperrschiebern (wo die zweite Reaktortankumhüllung fehlt) wird hier das Core

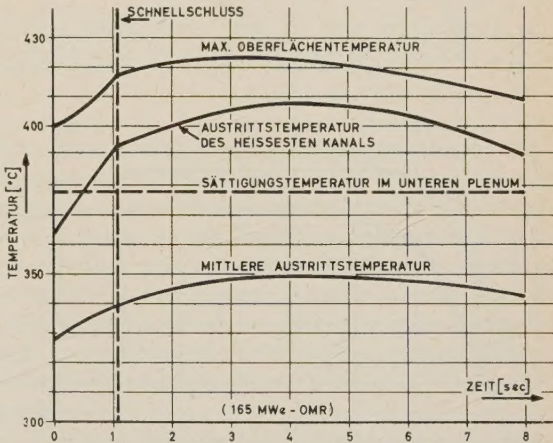


Abb. 15. Unfall durch Leitungsbruch mit Schnellschluß (ein unbeschädigter Kreislauf bleibt in Betrieb)

nicht gefährdet, sofern wenigstens einer der beiden unabhängig betriebenen Absperrschieber am Eingang und Ausgang des betroffenen Kreislaufts schließt (Abb. 15, 16 und 17).

2,25) Unfall durch Wassereintrich vom Wärmetauscher

Während kleinere Undichtigkeiten kein Problem darstellen (das eingedrungene Wasser wird vom Entgaser entfernt) ist durch konstruktive Maßnahmen im Wärmetauscher und durch Anbringen von Brechplatten Vorsorge getroffen, daß auch im Falle eines plötzlichen

vollständigen Rohrreißers in den Wärmetauschern die Konsequenzen höchstens denen eines Haupt-Leitungsbruches entsprechen.

2,3) Brennbarkeit und Giftigkeit des Kühlmittels

Santowax R ist bei Betriebsbedingungen nur schwer entzündbar und benötigt dann zum Brennen eine ständige Entzündungsquelle. Die Selbstentzündungstempe-

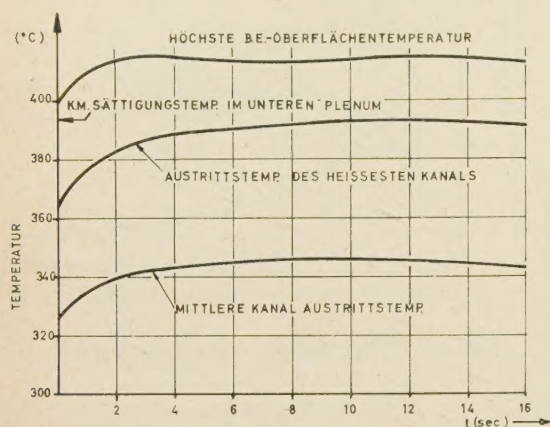


Abb. 16. Unfall durch Ausfall des Systemdruckes, kein Schnellschluß

ratur liegt bei 534 °C, also 200 °C oberhalb der Austrittstemperatur. Konzentrationen von mehr als 35 g Kühlmittelstaub pro m³ Luft sind explosiv, wenn eine Zündquelle von mindestens 620 °C mit einer Zündenergie von mehr als 0,1 J vorliegt.

Im Primärkreis und in der unmittelbaren Umgebung des Reaktors ist eine Entzündung oder Explosion

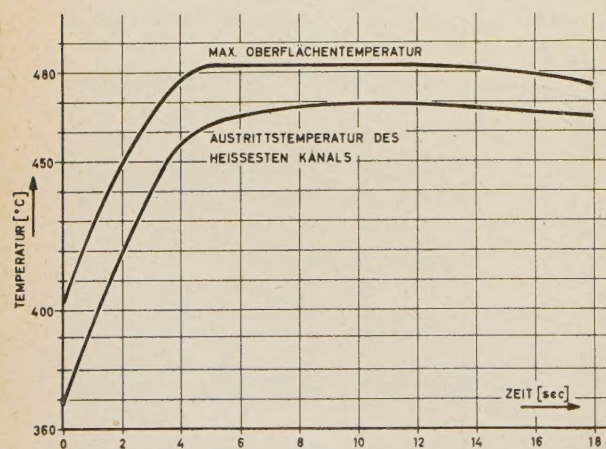


Abb. 17. Unfall durch Leitungsbruch mit Schnellschluß (ein unbeschädigter Kreislauf bleibt in Betrieb)

wegen der dort herrschenden Stickstoffatmosphären grundsätzlich nicht möglich.

Santowax R ist schwach toxisch. Die 50 %-Lethal-Dosis beträgt etwa 250 g.

Langjährige Erfahrungen, insbesondere bei der Diphenylproduktion, zeigen, daß hinsichtlich der Giftigkeit und Brennbarkeit keine Probleme vorliegen,

2,4) Radioaktivität

Da reine Kohlenwasserstoffe praktisch nicht aktivierbar sind, rührt die geringe zu erwartende Kühlmittelradioaktivität in erster Linie von aktivierten Verunreinigungen und Korrosionsprodukten her. Die aus diesen Quellen stammende Aktivität dürfte bei Betrieb etwa 0,4 $\mu\text{C}/\text{cm}^3$ betragen. Aber selbst bei Schäden an den Brennelementhüllen würden im Falle der Metallelemente freie Uranoberflächen von mehreren tausend cm² nicht zu einer Aktivität von mehr als etwa 2 $\mu\text{C}/\text{cm}^3$ führen.

Im Normalfall wird die Dosisleistung an der Oberfläche der Hauptkühlkreisrohre bei Vollast etwa 500 mr/h betragen und im Abstand von 6 m etwa 10 mr/h. Die Aktivität klingt nach einem Tag und einer Woche jeweils um rund eine Zehnerpotenz ab. Die Kreisläufe sind damit für eine Person wöchentlich für mehr als eine Stunde zur Wartung bei Normalbetrieb zugänglich, ohne daß die Toleranzdosis überschritten wird.

Der jährlich anfallende radioaktive Abfall weist folgende Aktivitäten auf:

Gase: 30 ... 50 mC/a, abgeblasen nach Verdünnung in einer Konzentration von $2 \cdot 10^{-11} \mu\text{C}/\text{cm}^3$;

Flüssigkeiten: 100 ... 500 $\mu\text{C}/\text{a}$ (stark verdünnt);

Feststoffe und konzentrierte Flüssigkeiten: 30 ... 50 C/a.

Die aktiven Gase stammen in erster Linie von der Verbrennung der abgeschiedenen Kühlmittel-Zersetzungsprodukte her.

Hochaktive Flüssigkeiten und Festkörper werden in betonausgekleidete Behälter von je 200 l Inhalt einbetoniert. Es sind jährlich etwa 15 solcher Behälter erforderlich.

3) Kosten der Stromerzeugung

3,1) Brennstoffkosten

Das Beschickungsverfahren besteht darin, frische Brennelemente in die äußerste der drei Brennstoffzonen einzubringen nach vorherigem Umsetzen der dort befindlichen Elemente in die nächste Zone nach innen.

Die beiden Hälften umzusetzender Brennelemente werden, außer beim Oxydcore, vorher axial vertauscht.

Die zentrale Zone hat dann jeweils den maximalen Abbrand erreicht und wird aus dem Reaktor entfernt.

Dieses Abbrandverfahren führt zu einer starken Abflachung der radialen Leistungsdichteverteilung, einer gleichmäßigen Einsatzzeit für alle Elemente, geringen Änderungen von Reaktivität und Leistungsverteilung beim Beschicken mit neuen Elementen und zu relativ geringen Abschaltzeiten für den Reaktor.

Für den Brennstoffzyklus ergeben sich die folgenden Daten (für Oxydcore in Klammern):

Mittlerer Abbrand	7 000 (12 000) MWd/t
Maximaler Abbrand	11 600 (24 000) MWd/t
Jahresdurchsatz an Uran	21,3 (12,4) t/Jahr
Excure-Inventar	23,1 (14,8) t/Jahr
Abnahme der Anreicherung (stationär)	1,75 \rightarrow 1,08 (2 \rightarrow 1,1) %
Pu-Gehalt	4 (5,3) g/kgU
Zahl der Zonenbeladungen	1,4 (1,06) pro Jahr
Netto-Anlagenwirkungsgrad	29,4 %

Damit erhält man für 6 000 h Benutzungsdauer pro Jahr

Brennelementherstellung	0,016	(0,028)	öS/kWh
Abbrandkosten	0,050	(0,040)	öS/kWh
Aufbereitung (bis zum UF ₆ inklus. Verluste)	0,016	(0,010)	öS/kWh
Fracht und Versicherung	0,003	(0,002)	öS/kWh
Leihkosten für Brennstoffinventar (4%)	0,014	(0,013)	öS/kWh
	0,099	(0,093)	öS/kWh
Netto-Pu-Gutschrift	0,024	(0,019)	öS/kWh
Netto-Brennstoffkosten	0,075	(0,074)	öS/kWh

3,2) Kosten für Betrieb und Kühlmittlersatz

Bei einem Kühlmittelpreis von 10 öS/kg Terphenyl sind 0,02 öS/kWh für Ersatz des durch Strahlung zersetzten Kühlmittels aufzuwenden. Ferner wird damit gerechnet, daß für den Betrieb der Anlage bei etwa 70 Personen Betriebspersonal sich ein Anteil von 0,02 öS/kWh an den Stromkosten ergibt.

3,3) Anlagekosten

Geht man von Anlagekosten in Höhe von 5 400 öS/kW(e) aus (ohne Bauland), so findet man mit den Daten: Kapitaldienst: 14%, Bauzinsen: 8%, Bauzeit: 4 Jahre, Benutzungsdauer: 6 000 h/a für die Anlagenkapitalkosten 0,147 öS/kWh.

Druckwasserreaktoren

Von H.-P. SCHABERT, Erlangen

DK 621.039.524.4.034.4

1) Überblick

In der breiteren Öffentlichkeit ist der Druckwasserreaktor besonders als der von Westinghouse entwickelte Reaktortyp bekanntgeworden, der im Kernkraftwerk Shippingport arbeitet bzw. der die neuen amerikanischen Unterseeboote (z. B. den „Nautilus“ bei seiner Fahrt unter dem Nordpol) antreibt. In diesem Reaktortyp dient Leichtwasser (H₂O) gleichzeitig als Brems- und Kühlmittel für den aus angereichertem Uran bestehenden Reaktorkern. Das Wasser steht in einem Kessel unter so hohem Druck, daß ein Sieden im Kühlmittelkreislauf des Reaktors vermieden wird. Dieses Merkmal ist für den Begriff des Druckwassers charakteristisch.

Wird an Stelle des Leichtwassers das wesentlich teurere Schwerwasser in der selben Weise zur Kühlung des Reaktorkerns eingesetzt, so muß auch dieser Typ als Druckwasserreaktor aufgefaßt werden, der sich allerdings vom H₂O-Druckwassertyp in seinem Aufbau erheblich unterscheidet. Dieser D₂O-Druckwassertyp wird praktisch immer auch mit D₂O moderiert und ist dann normalerweise zum Betrieb mit Natururan geeignet.

Unter der Überschrift „Druckwasserreaktor“ kann man also von mehr als nur einem Reaktortyp sprechen. Zu den oben erwähnten zwei Typen kommt noch ein dritter, wenn man bedenkt, daß beim D₂O-Druckwasser sowohl eine Anordnung mit Druckkessel als auch mit Druckröhren sinnvoll ist.

Im folgenden werden besprochen:

1. Der Mehrzweckreaktor SNDR-1b für 50 MWe Kraftwerksleistung. Er ist ein Schwerwasser-Natururan-Druckkesselreaktor, der in dieser Form noch nirgends in der Welt existiert und eine echte Eigenentwicklung der Siemens-Schuckertwerke darstellt, und das Ergebnis jahrelanger, auf eigene Kosten betriebener Arbeiten.

2. Ein schwerwassergekühlter Druckröhrenreaktor. Der sonst übliche Druckkessel ist durch eine Vielzahl von Druckröhren ersetzt. Eine Kraftwerksleistung von 150 WM ist mit einem Druckröhrenreaktor günstig zu verwirklichen. Als Brennstoff dient wieder Natururan.

3. Ein H₂O-Druckwasserreaktor, Bauart Westinghouse, für 150 MW Kraftwerksleistung. Für diesen Re-

aktortyp liegen schon umfangreiche Betriebserfahrungen vor. Die Siemens-Schuckertwerke haben diesen Typ zusammen mit Westinghouse in Deutschland angeboten.

2) Allgemeine Bemerkungen zu Druckwasserreaktoren

Wenn oben davon gesprochen wurde, daß in einem klassischen Druckwasserreaktor (Beispiel Shippingport) an keiner Stelle des Primärkreislaufes ein Sieden eintritt, so gilt dies für die heute projektierten Druckwasserreaktoren nicht mehr mit der gleichen Strenge. In dem Bestreben, die Leistungsdichte im Kern und den thermischen Wirkungsgrad zu steigern, geht man mit der Betriebstemperatur immer näher an die durch den Systemdruck bedingte Siedetemperatur heran und glaubt, ein begrenztes Auftreten von Dampfbläschen unmittelbar an der Brennstab-Oberfläche (subcooled boiling) ohne großes Risiko dulden zu können. Ob man darüber hinaus auch noch ein Blasensieden (bulk boiling) an einzelnen Stellen im Kern, die einem besonders hohen Neutronenfluß ausgesetzt sind, zulassen soll, darüber sind die Meinungen zwar geteilt, aber immerhin ist die Grenze zwischen Druck- und Siedewasserreaktor reichlich unscharf geworden, besonders da auch beim Siedewasserreaktor-Typ immer höhere Betriebsdrücke und künstlicher Wassenumlauf angewendet werden.

Man hat deshalb nach anderen Unterscheidungsmerkmalen zwischen den Weiterentwicklungen des klassischen Druck- bzw. Siedewasserreaktors gesucht und sieht diese z. B. bei Westinghouse in dem Vorhandensein eines geschlossenen Primärkreislaufes im Gegensatz zum normalerweise offenen Kreislauf des seinen Dampf direkt an die Turbine abgebenden Siedewasserreaktors. Es liegt auf der Hand, daß der Wärmetauscher des Reaktors mit geschlossenem Kreislauf die Turbinenanlagen weit zuverlässiger gegen radioaktive Verseuchung, besonders in Notfällen, schützt, als dies in einem offenen Kreislauf möglich sein kann. Bemerkenswert ist auch die außerordentliche Einfachheit des in Abb. 1 schematisch dargestellten Hauptkreislaufes beim Druckwasserreaktor, der (je Primärkreis) mit einem einzigen, kompakt gebauten Wärmetauscher auskommt.

Die Unterschiede in der konstruktiven Gestaltung zwischen H_2O - und D_2O -Druckwasserreaktoren ergeben sich aus den unterschiedlichen neutronenphysikalischen Eigenschaften der beiden Medien. Das Leichtwasser hat infolge der kleinen Massenzahl 1 der H-Atome ein ausgezeichnetes Bremsvermögen, so daß die Spaltneutronen schon nach relativ wenigen Stößen ihre Bewegungsenergie verloren haben. Man kann deshalb die Brennstäbe nahe aneinander heranrücken, und muß es auch tun, da

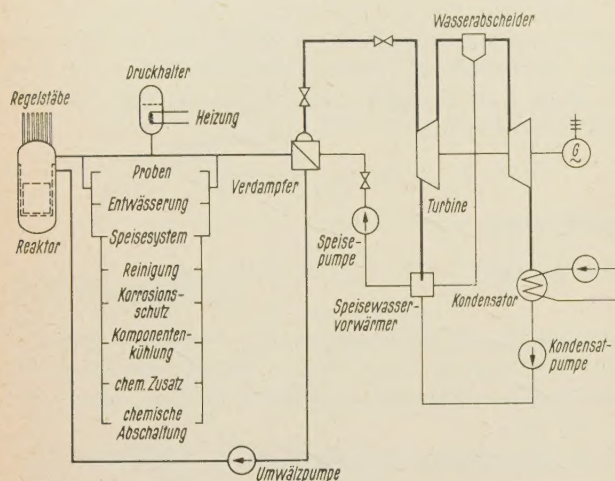


Abb. 1. Kreislaufschema eines Druckwasserreaktors

sonst durch die Absorption des Leichtwassers unterwegs zu große Verluste entstehen. Das optimale Querschnittsverhältnis Uran : Leichtwasser ist mit 3...4 so klein, daß die vorhandene Wassermenge am besten insgesamt zum Zweck der Abfuhr der in den Brennstäben erzeugten Wärme umgewälzt wird. Man kommt zu genügend hohen Strömungsgeschwindigkeiten um einen guten Wärmeübergang zu erzielen, so daß die Brennstäbe bis an die Grenze ihrer durch die schlechte Wärmeleitfähigkeit des UO_2 gegebenen Leistungsfähigkeit belastet werden können. Die sich ergebende gleichmäßige Stab-anordnung ist sehr einfach (offenes Gitter) und wird nur unterteilt durch Zusammenfassung von beispielsweise 180 Stäben zu einem quadratischen Bündel, d.h. Brennelement. Wesentlich nachteilig in diesem System ist nur die etwas erhöhte Neutronen-Absorption des Leichtwassers, die zum Reaktorbetrieb leicht angereichertes Uran erfordert.

Dieser Nachteil entfällt mit Schwerwasser. Dessen Absorption ist so extrem gering, daß auch mit Natururan die etwas schlechtere Bremswirkung des D mit der Massenzahl 2 ohne weiteres in Kauf genommen werden kann. Die notwendige größere Zahl von Stößen zum Bremsen der Neutronen macht größere Uranstababstände und damit eine Unterteilung des Schwerwassers im ruhenden, kalten Moderator und heißes, schnell strömendes Kühlmittel wünschenswert. Man kommt so zur Anordnung von Trennröhren, in deren Innerem sich Brennstabbündel mit beispielsweise 19 oder 37 Einzelstäben befinden. Die Trennröhre sind ausgelegt entweder (im Kesselreaktor) für den Differenzdruck, der zur Erzeugung der Kühlmittelströmung erforderlich ist, oder für den gesamten „Druckwasser“-Druck (im Druckröhrenreaktor). Beide Anordnungen sind sinnvoll. Der Druckröhrentyp wird bei Reaktoren vorgesehen, für die

ein genügend großer Druckkessel nicht mehr hergestellt werden kann.

Der schwerwiegendste Einwand, der gegen die Druckwasserreaktoren immer wieder vorgetragen wird, ist der Hinweis auf die niedrige für die Turbine verfügbare Dampftemperatur. Der Einwand ist verständlich, nachdem seit Jahrzehnten die Entwicklung im Dampfkraftwerksbau zu höheren Temperaturen hin betrieben worden war. Bei genauerer Betrachtung zeigt sich allerdings, daß der mit Satttdampf von beispielsweise $250^\circ C$ erzielbare thermische Wirkungsgrad bei weitem nicht so schlecht ist, als gefühlsmäßig zu erwarten wäre, sondern immer noch in der Größenordnung von 30% liegt. Entscheidend können allein die Stromkosten sein, die alle Kostenfaktoren in Rechnung setzen, und bei diesen stehen die Druckwasserreaktoren in amerikanischen Vergleichen der letzten Zeit nach wie vor sehr günstig.

3) 50-MW-Kernkraftwerk mit Mehrzweckreaktor SNDR-1 b

3,01) Einleitung

Die Siemens-Schuckertwerke haben in mehrjähriger Entwicklung auf eigene Kosten einen mit Schwerwasser gekühlten und moderierten Druckkesselreaktor als Mehrzweckreaktor bis zur Baureife projektiert, der bei einem Natururaneinsatz von nur 14 t UO_2 für eine elektrische Leistung von 50 MW ausgelegt ist. Hierbei wurde besonders von dem Gesichtspunkt ausgegangen, neben den bereits im Ausland entwickelten Reaktortypen eine Eigenentwicklung durchzuführen, die den spezifischen Gegebenheiten der Bundesrepublik gerecht wird. Diese sind gekennzeichnet zum ersten durch die Tatsache, daß die Kernenergie-Entwicklung erst vor wenigen Jahren wieder aufgegriffen werden durfte und dementsprechend so rasch wie möglich der Anschluß an das Ausland in Forschung und Fertigung gesucht werden muß. Zum zweiten sind sie bestimmt durch die ausgeglichene Energiesituation, die eine kurzfristige Erstellung von großen Kraftwerken in größerer Zahl nicht zwingend verlangt, und zum dritten besteht der Wunsch, in der Brennstoffbeschaffung unabhängig zu sein. In dieser Situation bringt ein Mehrzweckreaktor mäßiger Größe, der unter Verwendung von Natururan Strom erzeugt und gleichzeitig als Brennstofftestreaktor mit hohem Neutronenfluß, hohem Druck und hoher Temperatur dient, die nationale Kernenergie-Entwicklung möglicherweise rascher vorwärts und zu niedrigeren Kosten, als dies ein großer Einzweck-Kraftwerksreaktor tun könnte.

Da diese Überlegungen auf das Gastland dieser Tagung weitgehend übertragbar sind, erschien es richtig, diesen in dieser Form noch nicht existierenden Mehrzweckreaktor in das vorliegende Referat mit aufzunehmen.

Die Typenbezeichnung SNDR-1b ist aus den Worten Siemens-Natururan- D_2O -Reaktor entstanden. Die Ziffer 1 kennzeichnet den verwendeten Druckkessel, der Buchstabe b die Anordnung einer Belademaschine oberhalb des Kesseldeckels. (Im Gegensatz dazu wurde der Typ SNDR-1a, der in früheren Veröffentlichungen beschrieben worden ist, mit einer im Inneren des Kessels arbeitenden Lademaschine gezeigt.) Der Einsatz des Mehrzweckreaktors SNDR-1b als Testreaktor erforderte dringend die Zugänglichkeit jedes einzelnen Kühlkanals

von außen durch eine entsprechende Bohrung im Reaktordeckel im Hinblick auf den Einbau von Versuchsstrecken, Bestrahlungskanälen usw. Bei der für SNDR-1b gewählten Kühlkanalanzahl von 115 (+ 6 Versuchskanäle) mit einem Gitterabstand von 272 mm läßt sich dies unter gleichzeitigem Einsatz einer großen außen-

kompakte Kessel kaum Leckmöglichkeiten und die Abdichtungen in seinem Inneren — wie beispielsweise die Durchführungen der Trennrohre durch den Moderatorbehälter — erfordern keine absolute Dichtheit.

Die 115 Kühlkanäle sind in einem hexagonalen Gitter angeordnet und mit je zwei zusammengekuppelten 37-Stab-Brennelementen bestückt. Die Brennstäbe sind mit gesinterten UO_2 -Tabletten von 10,4 mm Durchmesser gefüllt und werden in einer Kreisgitteranordnung durch Abstandshalter und Stabhalteplatten zu einem Bündelelement zusammengefaßt. Derartige Brennelemente sind in weitgehend ähnlicher Form seit langem in Reaktoren verwendet worden und dürfen als sehr zuverlässig und strahlenbeständig angesehen werden.

Der kreiszylindrische Reaktorkern hat eine Höhe von 3,70 m und einen Durchmesser von 3,10 m. Er ist von einem als Reflektor dienenden D_2O -Mantel mit einer mittleren Dicke von 30 cm umgeben. Das Kühlmittel tritt durch zwei diagonal angeordnete Eintrittsöffnungen in den Druckkessel ein und fließt zwischen dem Moderatorbehälter und der Kesselwand in den unteren Sammelraum. Von dort aus strömt es durch die einzelnen Kühlkanäle in den oberen Sammelraum und zu den beiden Austrittsöffnungen.

Die Kühlkanäle enthalten in ihren unteren Endstücken auswechselbare Drosseln, die so bemessen sind, daß in jedem einzelnen Kühlkanal die Aufwärmspanne des Kühlmittels gleich ist. Die Temperatur des Kühlmittels beim Eintritt in die Kühlkanäle ist 252°C und beim Austritt 280°C .

3,03) Moderatorkühlung

Der Moderator befindet sich im Reaktorkessel auf fast dem gleichen Druck wie das Kühlmittel, seine Temperatur wird jedoch niedriger gehalten, da dies seine Wirksamkeit wesentlich beeinflusst. Gekühltes Schwerwasser wird laufend am Boden des Moderatorbehälters durch Rohre eingeführt und steigt langsam nach oben, wobei es sich beträchtlich erwärmt. Bei einer Wärmeleistung des Reaktors von insgesamt 200 MW werden etwa 10 MW direkt im Moderator entwickelt und weitere etwa 20 MW gehen durch Wärmeübergang vom Kühlmittel aus über. Das erwärmte Moderatorwasser verläßt den Moderatortank an dessen oberem Ende und mischt sich dem Kühlmittelzufluß bei, so daß die von ihm aufgenommene Wärmemenge nicht verloren ist. Die dem Moderator neu zugeführten Kaltwassermengen werden dem Kühlkreislauf über drei hintereinandergeschaltete Moderatorkühler entnommen, die sekundärseitig der Speisewasservorwärmung dienen.

Es ist nun vorgesehen, die Eintrittstemperatur des gekühlten Moderatorzulaufs bei Bedarf zu ändern. Die mittlere Moderatortemperatur kann so von 120°C bis zu 220°C variiert werden, was einer Reaktivitätsänderung von etwa 2% entspricht. Man gewinnt hierdurch eine Handhabe, den Reaktor in weiten Grenzen zu trimmen, ohne ständig die Absorberstäbe im Kern zu halten, die zu unerwünschten Verzerrungen des Neutronenflusses führen würden.

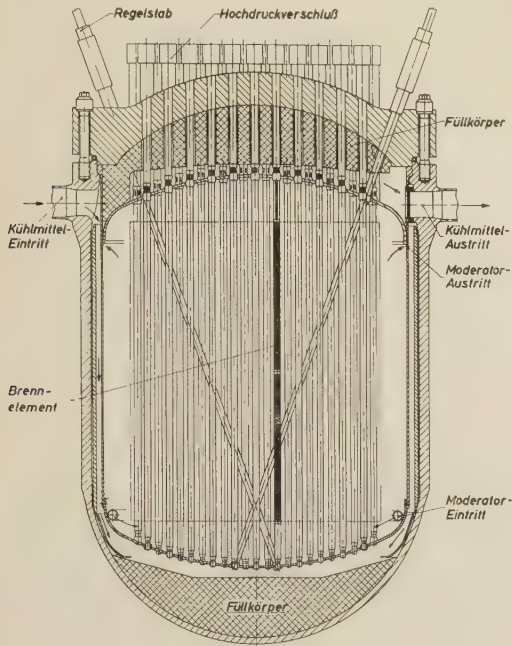


Abb. 2. Mehrzweckreaktor SNDR-1b

liegenden Lademaschine konstruktiv verwirklichen. Diese ist in der Lage, während des Reaktorbetriebs den Hochdruckverschluß der zu entladenden Kühlkanalöffnung zu lösen und alle im Kanal befindlichen Brennelemente (die sogenannte Elementsäule) in einem Stück herauszuziehen. Es liegt nahe, daß eine solche Einrichtung nicht nur für die regulären Brennelemente, sondern auch für Versuchselemente aller Art sehr vorteilhaft verwendet werden kann.

Die anschließende Beschreibung des Mehrzweckreaktors wird ergänzt durch die Tabelle I, in der die wichtigsten Daten zusammengestellt sind, und durch die Abb. 2, 3 und 4, die den Reaktor, das Reaktorgebäude und eine Perspektive der Kraftwerksanlage zeigen.

3,02) Reaktorkern

Im Reaktorkern wird als Strukturmaterial durchwegs Zircaloy-2 verwendet, da es von den verfügbaren Materialien mit geringer Neutronenabsorption, die in einem mit Natururan betriebenen Reaktor erforderlich sind, die weitaus beste Korrosionsbeständigkeit in Heißwasser besitzt und sich im Reaktorbetrieb seit langem bewährt hat. Es wird insbesondere verwendet für die Hüllrohre der Brennelemente und für die Trennrohre, die das heiße, rasch strömende Kühlwasser von dem kühleren Moderatorwasser trennen. Da die Trennrohre nur durch den Kühlmitteldifferenzdruck beansprucht sind, können sie mit einer kleinen Wandstärke ausgeführt werden. Dies kommt dem Neutronenhaushalt wesentlich zugute und stellt den besonderen Vorteil der Verwendung eines Druckkessels dar. Außerdem hat der

3,04) Reaktorkessel

Der Reaktorkessel besteht aus warmfestem Stahl und ist innen mit nichtrostendem Stahl plattiert. Bei einem Innendurchmesser von 4,1 m und der für 90 at Nenn-Druck erforderlichen Wandstärke ist eine Kesselgröße erreicht, die zwar sicher hergestellt, aber vorläufig nur schwer wesentlich überschritten werden kann. Das gleiche gilt für den geschmiedeten biegesteifen Kesseldeckel. Die Befestigung des Deckels am Kessel erfolgt durch Schrauben und eine Schweißdichtung. Ein Abheben des Deckels ist nur in den seltensten Fällen erforderlich, da die empfindlichen Teile im Reaktor, wie Trennrohre, Brennelemente, Drosseln, Verschlüsse und Regelstäbe, durch die vorhandenen Löcher entfernt werden können. Die Wandungen des Kessels sind gegen Strahlenaufheizung durch thermische Schilde aus austenitischem Stahl mit Borzusatz geschützt. Für Kesselboden und -deckel wird diese Funktion durch die zur D_2O -Verdrängung ohnehin vorhandenen Füllkörper übernommen.

3,05) Brennelementwechsel

Bei der Gestaltung der Ladeeinrichtung für die Brennelemente war zunächst zu entscheiden, ob die Elementsäule im ganzen oder in mehreren Teilstücken entladen werden soll. Die zweite Lösung erfordert nur eine relativ kurze, aber keineswegs einfachere Lademaschine und ermöglicht ein fast ideal gleichmäßiges Abbrennen der Brennelemente über ihre ganze Länge. Ein besonders bekanntgewordenes System dieser Art, das allerdings zwei Lademaschinen erfordert, ist das in Kanada angewendete „bidirectional fuelling“ nach Dr. LEWIS.

Es hat sich aber gezeigt, daß die Verwendung von nur zwei Brennelementen je Kanal den erzielbaren Abbrand nur ganz unwesentlich verschlechtert. Außerdem wird die Zahl der notwendigen Umladevorgänge am Reaktor sehr stark herabgesetzt. Die zwei Elemente bilden zusammen mit dem Hochdruckverschluß, wie schon erwähnt, eine Elementsäule, die sich im ganzen sehr sicher und unter größtmöglicher Schonung der Elemente aus dem Reaktor herausziehen läßt. Dieser Gesichtspunkt wurde ausschlaggebend und führte zum Einsatz der in Abb. 3 erkennbaren insgesamt etwa 9 m hohen Lademaschine.

Die Elementsäule wird im Verlauf ihrer Lebensdauer nur zweimal in verschiedenen Reaktorzonen eingesetzt. Das zweite Mal erfolgt der Einsatz mit axial vertauschten Teilstücken, um so die beim ersten Einsatz im Kernzentrum gelegenen und hier stärker verbrauchten Elementteile nach außen zu bringen und umgekehrt. Das hierzu notwendige Lösen und Wiederherstellen der Kupplung zwischen den beiden Elementen erfolgt in einer gesonderten Umsetzmaschine, die mit dem Reaktor nicht in Verbindung steht und drucklos arbeitet. Nach dem zweiten Einsatz ist das Element abgebrannt und wird durch eine Schleuse aus dem Reaktorbereich entfernt.

Die für Reaktordruck ausgelegte Lademaschine beschränkt sich in ihrer Funktion also auf die maschinelle Betätigung des Hochdruckverschlusses der jeweils angefahrenen Kühlkanalposition, auf das Herausziehen der Elementsäule und das Einführen einer neuen, die im Inneren der Lademaschine bereitgehalten wurde.

Dabei ist die Lademaschine mit relativ kaltem ($50 \dots 80^\circ\text{C}$) Schwerwasser gefüllt, das zur Abführung der Nachzerfallswärme der Brennelemente laufend gekühlt wird. Ein nennenswerter Austausch mit dem heißen Schwerwasser im Reaktor findet während des Ladevorganges nicht statt. Die Brennelemente sind ohne Leitrohr ausgeführt und die Reaktorkühlmittelströmung kann so auch bei teilweise gezogenem Element weiterhin ungehindert durch die Schlitze am oberen Ende der Trennrohre abfließen. Wegen der niedrigen Wassertemperatur sind für die Funktion der in der Maschine bewegten Teile keine grundsätzlichen Schwierigkeiten zu erwarten.

Während der Beladung muß zwischen Reaktor und Lademaschine eine zuverlässige Abdichtung hergestellt werden. Diese wird dadurch erreicht, daß das Fahrwerk nach Anfahren der gewünschten Position die Lademaschine etwas absenkt, so daß sich diese mit ihrem vollen Gewicht auf den betreffenden Verschlußkopf am Reaktor aufsetzt. Diese Art der Dichtkrafterzeugung darf gegenüber einer solchen mit Klauen u. dgl. als besonders zuverlässig betrachtet werden.

Die Ausschleusung der verbrauchten Brennelemente erfolgt ebenfalls ohne Zerlegung der Elementsäule senkrecht von der Lademaschine aus nach unten. Die Schleuse dient dabei nicht nur zum Ausschleusen aus der Sicherheitshülle um den Reaktor, sondern gleichzeitig der Kühlung und der Trocknung der betreffenden Elementsäule im Hinblick auf die Wiedergewinnung bzw. Reinhaltung des Schwerwassers. Das Abklingbecken für die Brennelemente ist direkt unter der Schleuse gelegt. Die Elementsäulen werden dort zerlegt und nach einer Verweilzeit von beispielsweise sechs Monaten in abgeschirmte Transportbehälter verpackt.

3,06) Regelung

Die Regelung des Reaktors erfolgt durch 18 gleichartige und voneinander unabhängige Regelstäbe mit zusammen 8% Reaktivität. Diese reicht aus, den Reaktor in jedem Zustand unterkritisch zu halten. Die Stäbe sind schräg in der Weise angeordnet, daß sie zwar beim Einfahren die hochaktive Mittenzone des Kerns erreichen, aber dennoch den Reaktordeckel nur am Rande durchdringen, um die Lademaschine in ihrer Bewegungsfreiheit nicht zu behindern.

Der eigentliche Absorberteil hat die Form eines Rohres aus Silber-Indium-Cadmium-Legierung und gleitet in einem Zircaloy-Führungsrohr. Der Antrieb erfolgt nach dem bewährten Prinzip des magnetischen Schritthebers. Dieses hat den Vorteil, daß die Kraftübertragung stopfbuchsenlos erfolgt und mithin Abdichtungsprobleme entfallen.

Wegen der Trennung des Kühlmittels vom Moderator folgt der Moderator den Temperaturschwankungen des Kühlmittels praktisch nicht und sein stark negativer Temperaturkoeffizient der Reaktivität kommt daher nicht unmittelbar zur Geltung, wohl aber der des Kühlmittels. Der Reaktor ist also nicht in dem Maß selbststabilisierend wie der H_2O -Druckwasserreaktor.

Die Ansprüche an das Regelsystem sind deswegen höher und es war notwendig, durch umfangreiche Untersuchungen, u. a. mit Hilfe eines großen Analogrechners, die notwendigen Ansprechgeschwindigkeiten der Instrumentierung und der Regelorgane zu ermitteln,

Die Regeleinrichtungen sind nun dementsprechend ausgelegt.

Bei Schnellabschaltung fallen die Regelstäbe nach Stromloswerden der Schrittheber-Magnetspulen in den Reaktor hinein. Die leichte Neigung der Bewegungsrichtung verzögert diesen Vorgang nur geringfügig. Dennoch ist zusätzlich ein sehr einfaches und zuverlässiges hydraulisches System vorgesehen, das mit Hilfe des Kühlmitteldifferenzdruckes die Bewegung der Stäbe stark beschleunigt, so daß die Regelstäbe schon 0,5 s nach Auslösung des Gefahrensignals bedeutend mehr als den zur Abschaltung erforderlichen Weg zurückgelegt haben. Auch bei Ausfall beider Kühlmittelpumpen — der eine sofortige Abschaltauslösung zur Folge hat — ist der Abschaltvorgang lange vor dem Abbau des Kühlmitteldifferenzdruckes beendet.

Zusätzlich ist für den unwahrscheinlichen Notfall des Versagens aller Regelstäbe ein Borsäureeinspritzsystem vorgesehen, das in jede der beiden Kühlmittel-eintrittsleitungen und in den Moderator wirkt.

3,07) Primärkreislauf

Am Reaktor sind angeschlossen zwei Hauptkühlkreisläufe, mit je einem Dampferzeuger und einer Umwälzpumpe, und der Moderatorkühlkreislauf mit drei hintereinandergeschalteten Moderatorkühlern sowie zwei zueinander parallel arbeitenden Umwälzpumpen. Alle

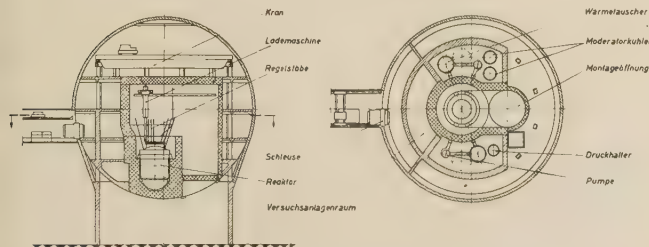


Abb. 3. Mehrzweckreaktor SNDR-1b

Umwälzpumpen sind einstufig und zur Vermeidung von Leckstellen mit hermetisch dichtenden Spaltrohrmotoren ausgerüstet, die nach dem Vorbild der bekannten Westinghouse-Pumpen aufgebaut sind.

Ähnlich folgen auch die Dampferzeuger der in Abb. 8 dargestellten Bauweise mit dem einzigen Unterschied, daß die halbkugelförmige primärseitige Sammelkammer im Interesse der Verringerung des eingeschlossenen Schwerwasservorrats umgestaltet ist. Die U-förmigen austenitischen Wärmetauscherrohre sind in der Rohrplatte im Spezialverfahren eingewalzt und verschweißt.

Die drei Moderatorkühler sind ebenfalls als U-Rohr-Wärmetauscher ausgeführt. Die gemeinsam übertragene Wärmeleistung beträgt 60 MWth im Vergleich zu je 70 MWth in den beiden Dampferzeugern. Eine Speisewasservorwärmung durch Turbinenanzapfdampf ist den beiden auf niedriger Temperatur arbeitenden Wärmetauschern parallelgeschaltet. Durch Veränderung der sekundärseitigen Teilströme wird die weiter oben beschriebene Regelung der Moderatortemperatur im Reaktor erreicht, die zum Trimmen der Reaktivität gute Dienste leistet.

Die großen Rohrleitungen des Primärsystems werden im Interesse der D₂O-Einsparung so kurz wie mög-

lich verlegt und bestimmen, ausgehend von der Reaktormitte als Festpunkt, durch ihre Wärmedehnung die Lage der verschieblich montierten Dampferzeuger und Pumpen. Alle Verbindungen sind dicht verschweißt. Zum Abtrennen von Einzelkreisläufen bei Reparaturen oder Unfällen dienen hydraulisch betätigte Schnellschlußschieber.

3,08) Reaktorhilfskreise und -nebenanlagen

3,0801) Primäranlagen-Trocknung

Dieses System dient der weitgehenden Verhütung einer Leichtwassereinschleppung ins Schwerwasser.

3,0802) D₂O-Vorrats- und Volumenregelsystem

Die Anlage gleicht größere temperaturbedingte Volumenänderungen usw. aus durch geregeltes Einspeisen aus einem Vorrattank in den Reaktor, während ein gleichbleibender Strom dem Drucksystem ständig zur Reinigung entzogen wird.

3,0803) Druckregelsystem

Zur Regelung des Primärdruckes dient ein Druckhalter mit einem durch Heizstäbe aufrechterhaltenen Dampfpolster. Bei zu großem Druckanstieg bläst ein Sicherheitsventil (97 ata, 50 t/h) aus dem Druckhalter in den mit Kühlschlangen ausgerüsteten Vorrattank ab, wo der abgelassene Dampf kondensiert. Bei größerem Druckanstieg öffnen fünf weitere Ventile (je 101 ata, 100 t/h) und blasen in die Verdampferräume bzw. in die Sicherheitshülle ab. Das gleiche gilt später für den auf 10 ata abgesicherten Vorrattank. Alle Sicherheitsventile sind hilfsgesteuert und gewährleisten rasches Öffnen bzw. dichten Sitz. Etwa dennoch austretende Schwerwasserleckmengen werden von Platzmembranen in der Abblaseleitung abgesaugt.

3,0804) D₂O-Reinigungs-kreislauf

Zum Entfernen der Korrosionsprodukte aus dem Schwerwasser werden deuterierte Ionenausterschmassen verwendet, die in einer sinnreich geschalteten Anlage unter gleichzeitiger Konstanthaltung des pH-Wertes optimal ausgenutzt werden. Aus den verbrauchten Massen wird das enthaltene Schwerwasser durch Trocknung wiedergewonnen.

3,0805) D₂-Reinigungs- und Abgaskreislauf

Ein Schwerwasser-Teilstrom wird in der Anlage völlig entgast und mit neuem Schwerwasserstoff zur Förderung der Rekombination beladen. Der im entzogenen Gas enthaltene Schwerwasserstoff wird zu Schwerwasser verbrannt und zurückgewonnen. Eventuell vorhandene Spaltgase werden in Behältern gespeichert und später verdünnt durch den Schornstein abgelassen.

3,0806) Notkühlsystem

Bei größeren Kühlmittelverlusten, beispielsweise infolge eines Rohrbruches, wird mit kräftigen Pumpen die Abfuhr der Nachzerfallwärme der Brennelemente des dann abgeschalteten Reaktors sichergestellt. Eingespeist wird nach Möglichkeit Schwerwasser aus dem Vorrattank, der durch eine zweite Pumpe vom Gebäudesumpf her wieder aufgefüllt wird. Leichtwasser

wird nur eingespeist, wenn und solange der D_2O -Vorratstank leer ist. Für die rasche Kondensation des Schwerwasserdampfes im Gebäude sorgt ein besonderes, automatisch eingeschaltetes Kühlsystem.

3,0807) Hilfsanlagen-Kühlsystem

Dieses System besorgt die Kühlung einer Reihe von Hilfsanlagen entweder durch Flußwasser direkt

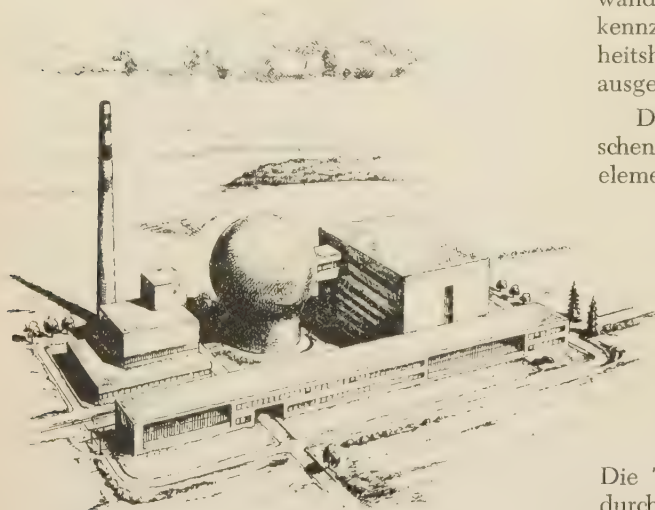


Abb. 4. Mehrzweckreaktor SNDR-1b

(an schwerwasserfreien Stellen außerhalb des Reaktorgebäudes) oder über einen Zwischenkühlkreislauf (für schwerwasserführende Komponenten) oder durch Sole (für Luft- und Gaskühler).

3,0808) Lüftungssystem

Die Lüftungsanlage für das Reaktorgebäude hat einige Besonderheiten. Es ist beim Mehrzweckreaktor vorgesehen, daß die Hilfsanlagenräume während des Betriebes betreten werden können. Das durch Bestrahlung im Schwerwasser entstehende Tritium muß dort wegen seiner Gefährlichkeit weitgehend durch Belüftung entfernt werden. Eine weitere Besonderheit ergibt sich durch die Notwendigkeit, die zu erwartenden kleinen Schwerwasser-Leckmengen im Reaktorraum und in den Dampferzeugerräumen durch Ausfrieren rückzugewinnen. In diesen Räumen wird die Luft im Betrieb umgewälzt. Mit Frischluft gespült wird nur vor dem Betreten bei Stillstand.

3,0809) Abfallbeseitigung

3,0810) D_2O -Anreicherungsanlage

Diese Anlage ist mit Destillierkolonnen ausgerüstet und wird durch billigen Anzapfdampf betrieben. Der erste Teil der Anlage dient der Konzentrationserhöhung und -aufrechterhaltung des an sich schon sehr reinen (99,75 %) Moderatorwassers.

Im zweiten Teil werden je nach Bedarf stärker kontaminierte (bis 50 %) Abwässer, die an einzelnen Stellen im Reaktorbereich gesammelt wurden, rekonzentriert. Für noch stärker verdünntes Schwerwasser lohnt sich eine eigene Anreicherungsanlage nicht mehr, so daß solche Mengen nach auswärts versandt werden.

Eine weitere Kolonne besorgt die Deuterierung der Ionentauschermassen. Die beim Spülen anfallenden Wässer werden je nach D_2O -Konzentration zur Anreicherungsanlage rückgeführt.

3,09) Reaktorgebäude und Sicherheit

Das Reaktorgebäude ist in Abb. 3 dargestellt und enthält eine Reihe von für die beschriebene Begehrbarkeit und für die Außenwelt nötigen Betonabschirmwänden unterschiedlicher Dicke. Es ist vor allem gekennzeichnet durch die kugelförmige stählerne Sicherheitshülle, die für einen Innendruck von etwa 6 ata ausgelegt ist und sich frei dehnen kann.

Das Gebäude ruht freischwebend auf einer zylindrischen Stützmauer, innerhalb welcher auch das Brennelementabklingbecken angeordnet werden kann. Die

Lage der übrigen Gebäude ist aus Abb. 4 erkennbar.

3,10) Sekundäranlage

Der Sekundärteil ist als normale Dampfturbinenanlage mit allen zugehörigen mechanischen und elektrischen Komponenten ausgelegt und für den Betrieb mit 280 t/h Sattdampf von 34 ata (Frischdampfzustand) bestimmt. Die Turbine hat zwei Gehäuse und wird dazwischen durch einen Zyklonabscheider entwässert.

3,11) Entwicklungsaufwand

Auf die Planung des Mehrzweckreaktors hat die Abteilung Reaktorentwicklung der Siemens-Schuckertwerke seit ihrer Gründung im Jahr 1957 den größten Teil ihrer Kraft konzentriert. Da die Abteilung gleichzeitig auf nunmehr über 200 Personen angestiegen ist, läßt sich leicht ermessen, daß außerordentliche Aufwendungen gemacht worden sind, um diesen Reaktor als deutsche Eigenentwicklung bis zu der jetzt erreichten Baureife zu bringen. Es ist für den Außenstehenden nicht immer leicht, hinter den kurzen Angaben, die im Rahmen eines Referates wie des vorliegenden gemacht werden können, die vielfach sehr große Fülle an geleisteter Detailarbeit zu übersehen. Sehr erheblich sind auch die Kosten, die für die Errichtung eigener Laboratorien, Rechenmaschinen, Versuchsanlagen, und vor allem des eigenen Versuchsreaktors SAR (Siemens-Argonaut-Reaktor) notwendig und von Siemens bisher allein getragen wurden. Erst mit solchem Aufwand jedoch läßt sich die Entwicklung einer eigenen Reaktorkonzeption gründlich und lückenlos zu Ende führen.

4) 150-MW-Kernkraftwerk mit Druckröhrenreaktor

4,1) Einleitung

Gegenüber einem Reaktor mit Druckkessel bietet der Druckröhrenreaktor zwei wesentliche Vorteile.

Einmal ist die Reaktorgröße nicht beschränkt durch die bei einem Druckkessel aus Herstellgründen zwangsläufig vorhandene obere Durchmessergränze. Bei 90 ata liegt diese in der Größenordnung von 4 m. Der Moderator-tank eines Druckröhrenreaktors kann dagegen mit 6 m oder mehr im Durchmesser hergestellt werden, da er keinem nennenswerten Druck standhalten und keine große Wandstärke haben muß. Die größere

Reaktorleistung erfordert natürlich eine größere Zahl von Druckröhren. Diese anzuordnen ist immer möglich, der Konstrukteur muß sich nur überlegen, wie er die Vielzahl der Zuführungsrohre günstig und raumsparend unterbringen kann. Die mit einem Druckröhrenreaktor verwirklichte Kraftwerksleistung dürfte weit über 200 oder 300 MW hinausgehen.

Der zweite Vorteil des Druckröhrenreaktors liegt in der Möglichkeit, zur Kühlung der Brennelemente im Inneren der Druckröhren ein anderes Medium zu verwenden als das außenliegende, der Moderierung dienende Schwerwasser. Als Kühlmittelalternativen kommen unter anderen Gas, organische Flüssigkeit oder Natrium in Frage. Der Vergleich der verschiedenen Kühlmittel ist außerordentlich interessant. Die folgenden Ausführungen beschränken sich allerdings auf das Kühlmittel Druckwasser, d. h. nichtsiedendes Schwerwasser.

Der Druckröhrenreaktor bietet die Möglichkeit, mit Natururan einen hohen Abbrand und entsprechend niedrige Stromkosten zu erzielen. Er verdient deshalb besondere Beachtung.

Beim Vergleich eines 150-MW-Druckröhrenreaktor-Kraftwerkes mit dem vorher beschriebenen ergibt sich, von der größeren Nettoleistung abgesehen, eine weitgehende prinzipielle Übereinstimmung, insbesondere in der Gestaltung der Primärkreis Komponenten, der Neben- und Hilfsanlagen, des Gebäudes und der konventionellen Anlage, so daß im wesentlichen nur der Aufbau des Reaktors selbst beschrieben zu werden braucht.

4,2) Reaktorkern

Als Brennstoff sind wieder Urandioxydtabletten vorgesehen, die mit Zircaloy-2-Hüllrohren umgeben sind. Bei der Optimierung des Reaktors steht insbesondere die Anordnung der Brennstäbe in Form eines 19-Stab- bzw. 37-Stab-Bündels zur Wahl. Der Vorteil des 19-Stab-Elementes liegt in den verwendbaren größeren Stabdurchmessern mit entsprechend niedrigem, anteiligem Strukturmaterialaufwand und niedrigen Fertigungskosten, der Nachteil in der kleineren je Kühlkanal abführbaren Wärmemenge und der hierdurch bedingten größeren Zahl von Kühlkanälen. Im Ergebnis erweist sich die 19-Stab-Geometrie als die günstigere, was zunächst überrascht, da im Mehrzweckreaktor 37 Stäbe gewählt wurden. Der Unterschied ist wohl begründet durch das Wegfallen der beim Druckkesselreaktor vorhandenen Beschränkung des Kerndurchmessers.

Die Zahl der Druckrohre ist dann etwa 350; die Dimensionen des Kerns zusammen mit dem D₂O Reflektor erreichen etwa 6 m im Durchmesser und 6 m in der Höhe. Das für Moderator und Reflektor notwendige Schwerwasservolumen ist wesentlich größer als beim Mehrzweckreaktor und verursacht zusätzliche Kapitalkosten, die verzinst werden müssen. Diesem Mehraufwand steht aber eine erhebliche Verringerung der Brennstoffkosten gegenüber, da infolge der geringeren Neutronenleckverluste eines großen Kerns der mit Natururan erzielbare Abbrand ansteigt.

Der Moderatorbehälter braucht normalerweise nur dem hydrostatischen Eigendruck des Moderators standzuhalten und kann aus Aluminium hergestellt werden. Die Trennrohre (oder sogenannte Calandriaröhre) sind

dicht eingebaut, um das Moderatorwasser von den Druckrohren fernzuhalten. Der zwischen den Druck- und Trennrohren bestehende Casspalt dient der Wärmeisolation.

4,3) Druckrohre

Für die Druckrohre, in denen sich die Brennelemente befinden, erweist sich Zircaloy-2 als der günstigste Werkstoff. Die Wandstärke wird normalerweise auf $\frac{2}{3}$ der Warmfestigkeit des rekristallisierten Materials ausgelegt, was als sehr sicher gelten darf. Es besteht natürlich ein Interesse, diese Wandstärke und damit die Neutronenabsorption im Kern zu verringern. In Kanada, wo ebenfalls und schon seit längerer Zeit an einem D₂O-D₂O-Druckröhrenreaktor gearbeitet wird, wird die These vertreten, daß man Zircaloy-Druckrohre mit Kaltverfestigung verwenden kann, da die bei einer Betriebstemperatur von unter 300 °C sehr langsam fortschreitende Erweichung durch die gleichzeitig stattfindende Verfestigung als Folge der Reaktorstrahlung mehr als kompensiert wird. Sollte sich diese an Versuchen gewonnene Erkenntnis im praktischen Betrieb bewähren, so wäre eine erhebliche Wandstärkenminderung möglich, die eine Erhöhung des Brennstoffabbrandes bedeuten und bei der Optimierungsrechnung gleichzeitig zu einer Erhöhung des optimalen Betriebsdruckes und damit des thermischen Wirkungsgrades führen würde.

4,4) Sammelsystem

Außerhalb des Moderatorbereiches sind die Druckrohre aus nichtrostendem Stahl ausgeführt und an ihren Enden durch Zu- bzw. Abführungsrohre mit den Ringsammelleitungen für Kühlmittellein- bzw. -austritt verbunden. Die Ringsammler verteilen den Kühlmittelstrom gleichmäßig auf beispielsweise vier Dampferzeuger mit den dazugehörigen Kühlmittelpumpen und sorgen dafür, daß auch bei Ausfall eines dieser Kreisläufe die drei übrigen symmetrisch beaufschlagt werden.

Der Moderatorraum ist oben und unten durch dicke thermische Schilde abgeschirmt. Diese sind mit Wasser und Eisengranulat gefüllt und haben die Aufgabe, die Neutronenstrahlung aus dem Kern soweit zurückzuhalten, daß eine nennenswerte Aktivierung der Druckrohranschlüsse (aus nichtrostendem Stahl) unterbleibt. Man will erreichen, daß im Falle eines an sich unwahrscheinlichen Lecks oder eines sonstigen Schadens der obere und der untere Sammlerraum zum Zwecke einer Reparatur nach Stillsetzen des Reaktors unter Anwendung geeigneter Schutzvorrichtungen betreten werden können. Die Druckrohre und die Moderatortrennrohre sind konstruktiv besonders nach dem Gesichtspunkt einer leichten Auswechselbarkeit zu gestalten. Zur raschen Auffindung einer etwa auftretenden Leckstelle kann ein besonderes System vorgesehen werden, das gleichzeitig zur unmittelbaren Rückgewinnung der Schwerwasserleckmengen in unverdünnter Form dient. Es kann deshalb zuversichtlich erwartet werden, daß trotz des etwas filigran anmutenden Aufbaus des Druckröhrenreaktors die tatsächlich anfallenden Verluste an Schwerwasser bzw. die Wiederanreicherungskosten der Leckmengen in bescheidenen Grenzen liegen werden. Kanadische Angaben beziffern die im Gesamtkraftwerk entstehenden diesbezüglichen Kosten mit 0,2 mills/kWh, entsprechend 0,005 öS/kWh.

4,5) Regelung

Die Regelung und Schnellabschaltung des Reaktors erfolgt durch Veränderung der Moderatorspiegelhöhe. In einem am Moderatortank angeordneten Schnellablaßraum wird ein Schutzgasdruck hergestellt, der dem hydrostatischen Druck des Moderatorwassers das Gleichgewicht hält und ein Ausfließen desselben durch den syphonartigen Überlauf am unteren Ende des Moderatortanks verhindert. Beim normalen Betrieb des Reaktors wird der Schutzgasdruck, wenn immer ein Regelungsimpuls erforderlich ist, geringfügig geändert. Dies wirkt in der Weise auf den Moderatorspiegel, daß der Abfluß des dem Moderatortank ständig in konstanter Menge zufließenden gekühlten Schwerwassers am Überlauf sich jeweils solange verringert oder verstärkt, bis das hydrostatische Gleichgewicht mit dem neuen Schutzgasdruck wiederhergestellt ist. Sollte es sich erweisen, daß diese Spiegelschwankungen im Hinblick auf mögliche Schwingungen der Flüssigkeitssäule nur sehr langsam durchgeführt werden dürfen, so müßten unter Umständen einige wenige, schwach wirkende, doch rasch bewegliche Regelstäbe beispielsweise in horizontaler Lage am Moderatortank angebracht werden, was keine nennenswerten Schwierigkeiten erwarten läßt.

Bei Schnellabschaltung des Reaktors werden im Schutzgaskreislauf Überbrückungsventile geöffnet. Daraufhin kann der Moderator ungehindert am Überlauf abfließen. Dabei steht ihm bei geeigneter Anordnung ein Strömungsquerschnitt von mehreren Quadratmetern zur Verfügung, so daß sich nach Ablauf weniger Sekunden ein großer Teil des Moderatorinhalts im Schnellablaßraum befindet. Der Reaktor ist dann so stark unterkritisch, daß der weitere Abfluß von dort in das Vorratssystem durch die vorhandenen Rohrleitungen langsamer erfolgen kann.

4,6) Elementwechsel und Teillastverhalten

Die Be- und Entladung von Brennelementen kann ebenso wie beim Mehrzweckreaktor während des Reaktorbetriebes und mit Hilfe einer gleichartigen Einrichtung erfolgen. Die beschriebenen Merkmale der Elementsäule, Hochdruckverschlüsse, Lademaschine, Umsetzmaschine, Brennelementschleuse und des Ladeschemas sind in jeder Einzelheit anwendbar. Der Ladevorgang im Betrieb hat den Vorteil, daß der Abbrandzustand des Kernes, im ganzen gesehen, über lange Dauer konstant im Zustand der sogenannten stationären Ordnung gehalten werden kann, der, wie bei jedem Natururanreaktor, im Interesse der Erzielung eines möglichst hohen Abbrandes durch eine niedrige Überschußreaktivität gekennzeichnet ist. Dieser Zustand hat naturgemäß den Nachteil, daß die Leistung des Reaktors nicht beliebig schnell und weit verändert werden kann ohne Gefahr zu laufen, daß der Reaktor infolge einer Xenon-Vergiftung unterkritisch wird und erst nach etwa 36 h wieder angefahren werden kann. Diese Gefahr besteht immer nur dann, wenn die Reaktorleistung nach längerem Betrieb auf Vollast plötzlich heruntersgesetzt wird. Es läßt sich jedoch unschwer gewährleisten, daß eine plötzliche Leistungsabsenkung von Vollast bis zu 75% herunter ohne Folgen durchgeführt werden kann. Der Betreiber des Reaktors hat es darüberhinaus in der Hand, durch Änderung des Ladeschemas die Überschußreaktivität zu erhöhen um damit, allerdings auf

Kosten des Abbrandes, das Laständerungsverhalten zu verbessern. Dies erscheint jedoch nicht allzu sinnvoll, da ein solches Natururan-Kraftwerk wegen seiner niedrigen Brennstoffkosten vor allem zum Betrieb als Grundlast-Kraftwerk geeignet ist.

Ein weiterer Vorteil der Beladung des Reaktors während des Betriebes besteht darin, daß man ein defekt gewordenes Brennelement sofort nach seiner Identifizierung durch das Hülsenbruch-Überwachungssystem ohne weitere Betriebsstörung auswechseln kann. Hierdurch wird nicht nur eine Verseuchung des Primärkreislaufes vermieden, sondern es wird auch möglich, früher oder später bei der Herstellung der Brennelemente die Zahl der kostspieligen Prüfungen zu verringern und den Preis zu senken. Die Möglichkeit, daß dann hin und wieder ein Brennelement auch vor dem Erreichen seines vollen Abbrandes ausfällt, ist finanziell weniger bedeutsam, da das verwendete Natururan nicht wieder aufgearbeitet werden muß.

4,7) Kreisläufe

Zum Reaktor gehören zahlreiche Kreisläufe, über die die folgende Liste einen Überblick vermitteln soll. Gegenüber dem Mehrzweckreaktor entsteht eine mäßige Komplizierung durch die weitergehende Abtrennung der Moderatorkreisläufe vom Hauptkühlkreislauf und durch die zusätzliche Verwendung von Helium im Moderatorkreislauf.

Die im Moderator freiwerdende Wärmemenge beträgt etwa 5% der Wärmeleistung des Reaktors. Hinzu kommt wegen der wirksamen Wärmeisolation durch Gasspalt nur ein Wärmefluß von weniger als 1% von den Druckröhren her. Es ist zu entscheiden, ob es sich wegen der niedrigen Moderatortemperatur lohnt, diese Wärmemenge zur Speisewasser-Vorwärmung nutzbar zu machen.

- (1) Hauptkühlkreislauf (Wärmetauscher, Pumpen)
- (2) Hilfskreisläufe
 - (2,1) Moderatorkreisläufe
 - Moderatorkühlkreislauf
 - Volumenregel- und Vorratssystem (mit Ablaß-tank)
 - Moderator-Reinigungssystem
 - Schutzgas-Vorrats- und -Druckregelsystem (zur Moderatorspiegelregelung)
 - Schutzgas-Reinigungssystem
 - (2,2) Kühlmittel-Vorrats- und Volumenregelsystem
 - (2,3) Druckregelsystem (Druckhalter, Sicherheitsventile)
 - (2,4) Kühlmittel-Reinigungssystem (Ionentauscher)
 - (2,5) D₂-Zusatz- und Reinigungssystem
- (3) Nebenanlagen
 - (3,1) Notkühlung
 - (3,2) Hilfsanlagen-Kühlung und Reaktor-Nachkühlung
 - (3,3) Lüftung
 - (3,4) Abfallbeseitigung (Verbrennung, Beizerei, Bunker, Filter, Eindampfung, Schornstein usw.)
 - (3,5) Brennelementlagerung (Abklingbecken)
 - (3,6) D₂O-Anreicherungsanlage

4,8) Sicherheitsfragen

Zur Gewährleistung der Sicherheit der Reaktoranlage werden die gleichen Maßnahmen wie beim Mehrzweckreaktor angewendet. Diese sind gekennzeichnet durch eine starke biologische Betonabschirmung, durch eine druckfeste stählerne Schutzhülle in Kugelform, durch eine Notstromversorgung vor allem der Kühlmittelpumpen mittels Hilfsgeneratoren mit Schwungrädern bzw. Dieselantrieb, durch ein Notkühlungssystem usw. Als das für den Reaktortyp spezifische Problem ist der denkbare Bruch eines Druckrohres anzusehen. Entsprechende Berstversuche wurden u. a. in Kanada bereits durchgeführt mit dem Ergebnis, daß in den meisten Fällen nicht einmal das Moderator-Trennrohr mit zerstört wurde. Selbst beim Durchbrechen desselben ist jedoch zu erwarten, daß das ausdampfende Kühlmittel im Moderator rasch wieder kondensiert und keine gefährliche Druckwelle auslöst. Die Einspeisung von neuem Kühlmittel als Ersatz für die durch das gebrochene Druckrohr verlorengehende Menge erfolgt durch das Notkühlungssystem. Als Einspeisemedium wird, so lange dies möglich ist, Schwerwasser aus dem Moderatorvorratstank verwendet, um eine Vermischung des Moderators mit Leichtwasser zu vermeiden. Es ist bei dem beschriebenen Schadensfall sehr wahrscheinlich, daß das auslaufende Schwerwasser im Moderatortank bzw. im Gebäudesumpf wieder aufgefangen und neu eingespeist werden kann. Im anderen Fall steht Leichtwasser zur Einspeisung bereit.

4,9) Betriebskosten

Zu der Frage der Betriebskosten eines 150-MWe-Druckröhrenreaktorkraftwerks finden sich im letzten Abschnitt des Referates an Hand kanadischer Angaben einige Bemerkungen.

5) 150-MW-Kernkraftwerk mit Westinghouse-Druckwasserreaktor

5,1) Einleitung

Bei diesem dritten Reaktor handelt es sich um eine Entwicklung der mit Siemens durch einen Erfahrungsaustauschvertrag verbundenen Westinghouse Electric Corporation. Bei der Erstellung eines Kraftwerkes mit Westinghouse-Reaktor würde die Zusammenarbeit der beiden Firmen so erfolgen, daß Westinghouse die Verantwortung für den nuklearen Teil und Siemens für die konventionelle Anlage übernimmt.

Westinghouse hat mit dem H₂O-Druckwasserreaktor (neuerdings als „indirect cycle forced water circulation type“ bezeichnet) ein großes Maß an Erfahrung gesammelt, vor allem durch den Bau des 60-MWe-Prototyp-Kraftwerkes Shippingport, das seit 1957 in Betrieb ist und sich bewährt hat. Diese Erfahrungen wurden verwendet zur Konstruktion des 11,5-MWe-Reaktors BR-3, der zurzeit in Mol, Belgien, gebaut wird, und für den 134-MWe-Reaktor der Yankee Atomic Electric Company, der in Rowe, Massachusetts, USA, kurz vor der Fertigstellung steht. Ein weiterer Reaktor für etwa 165 MWe ist durch die italienische Gesellschaft SELNI zur Fertigstellung bis 1963 bestellt worden und wird zur Zeit im Detail durchkonstruiert.

Im Laufe dieser Entwicklungsarbeit ist der Westinghouse-Druckwasserreaktor laufend in seiner Gestaltung

verbessert worden mit dem Bestreben, die Stromerzeugungskosten zu senken und die Zuverlässigkeit und Sicherheit der Anlage zu erhöhen. Die gefundenen Lösungen sind durch Betriebserfahrungen und durch Versuche, beispielsweise in kritischen Experimenten und im Westinghouse Testing Reactor (60 MWth) untermauert,

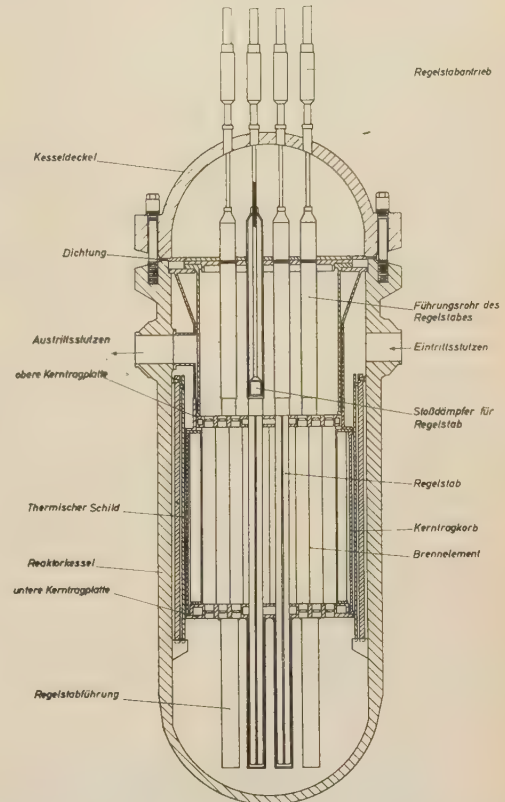


Abb. 5. Druckwasserreaktor, Bauart Westinghouse

so daß ein zukünftiger Reaktor dieses Typs praktisch keine Unsicherheiten in seiner Auslegung mehr enthalten wird.

Die folgenden Ausführungen beschäftigen sich aufgabegemäß mit einem 150-MWe-Reaktor, ohne daß dabei näher auf Dimensionen, Garantien und Preise eingegangen wird. Es sollen vielmehr die Wirkungsweise und die Möglichkeiten dieses Typs anschaulich dargestellt werden. Die angegebenen Zahlen (etwa in der Tabelle I) stellen dementsprechend lediglich Anhaltswerte dar. Präzise Daten müssen einem Kundenangebot vorbehalten bleiben, das für die jeweils vorliegenden Gegebenheiten optimiert ist.

Die Bilder Abb. 5...9 zeigen nacheinander den Reaktor, den Kernquerschnitt, das Brennelement, den Dampferzeuger und die Kraftwerks-Gesamtanlage. Abbildung 1 zeigt auch dafür das Hauptkreislaufschema.

5,2) Reaktorkern

Der Reaktorkern besteht im wesentlichen aus einer sehr großen Zahl von senkrecht stehenden Brennstäben mit einem Außendurchmesser von etwa 10 mm und einer aktiven Länge von etwa 2,5 m, die in einem quadratischen Gitter mit etwa 14 mm Mittelpunktsabstand angeordnet sind. Zur Vereinfachung der Handhabung werden jeweils einige hundert dieser Stäbe

(z. B. 180) zu einem Brennelement zusammengefaßt. Durch dieses Gitter strömt leichtes Wasser senkrecht nach oben, führt dabei die in den Brennstäben entwik-

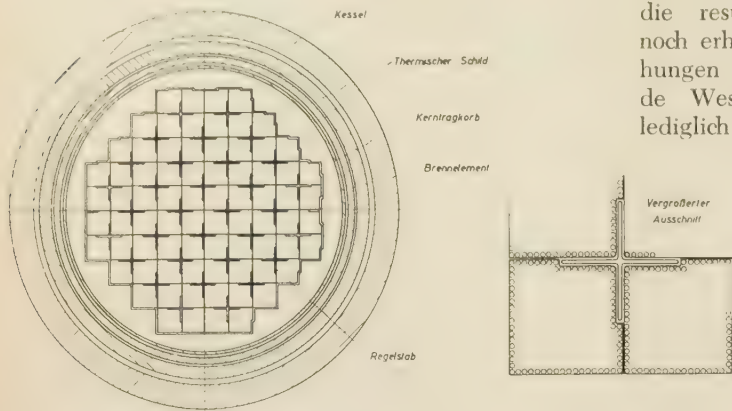


Abb. 6. Druckwasserreaktor, Bauart Westinghouse, Querschnitt durch den Kern

kelte Wärme ab und wirkt gleichzeitig als Moderator. Die Strömungsgeschwindigkeit des Kühlmittels wird im Interesse eines guten Wärmeüberganges mit etwa 4 m/s

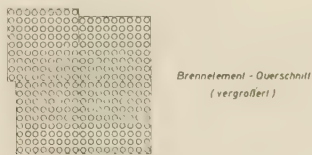


Abb. 7. Druckwasserreaktor, Bauart Westinghouse, Brennelement

hoch gewählt. Man erreicht damit einen großen Durchsatz und eine niedrige Aufwärmspanne von beispielsweise 25 °C, so daß die mittlere Primärwassertemperatur im Dampferzeuger, durch die der im Sekundärkreislauf erzielbare Dampfzustand bestimmt wird, sehr nahe an die mittlere Austrittstemperatur des Reaktorkühlmittels herankommt. Die letztere ist bestimmt durch den Reaktordruck, z. B. (150 at) einschließlich der zur Vermeidung des Siedens auch der heißesten Zonen im Reaktorkern notwendigen Sicherheitsspanne, über deren Größe, wie bereits erwähnt, die Meinungen auseinandergehen. Bei einer Festlegung von beispielsweise 50 °C, was als konservativ anzusehen ist, kommt man zu der angenommenen mittleren Austrittstemperatur von 290 °C.

Gerade an dieser Frage wird bei Westinghouse intensiv gearbeitet. Man ist sich darüber im klaren, daß in einem Kraftwerk wie Yankee, das von privaten Elektrizitätsversorgungsunternehmen bestellt wurde, Versuche mit veränderten Sicherheitsspannen und Brennelementkonstruktionen kaum durchgeführt werden können und hat sich deshalb entschlossen, in Saxton, Pa., einen kleinen Druckwasserreaktor eigens für solche Versuche zu errichten. Der erzeugte Sekundärdampf soll in einem

angrenzenden bestehenden Wärmekraftwerk je nach Anfall verwendet werden. Für diese Entwicklung werden von Westinghouse erhebliche Mittel aufgewendet, und es darf zuversichtlich erwartet werden, daß durch die resultierende verbesserte Reaktorkerngestaltung noch erhebliche Leistungs- und Wirtschaftlichkeitserhöhungen möglich werden, die dann auch auf bestehenden Westinghouse-Kernkraftwerke durch Erneuerung lediglich des Reaktorkerns übertragen werden können.

Eine über den ersten Yankee-Kern hinausgehende Verbesserung stellt der Dreizonen-Kern dar, bei dem die Brennelemente in drei verschiedene Abbrandzustände unterteilt sind. Durch Anordnung der am stärksten abgebrannten Brennelemente in Reaktormitte erreicht man eine relative Absenkung des Neutronenflusses in der sonst die stärkste Wärme entwickelnden Mittelzone. Damit gewinnt man eine weitgehende Vergleichmäßigung des Neutronenflusses über den Kerndurchmesser und die Möglichkeit einer Steigerung der Wärmeleistung

des Gesamtkerns. Nach Ablauf einer Betriebsperiode — beispielsweise von einem Jahr — werden die nun ganz verbrauchten Brennelemente der Mittelzone herausgenommen und durch diejenigen der nächsten Zone ersetzt. Die beim Umsetzen freiwerdende Randzone erhält neue Elemente. Auf diese Weise bleibt jedes Brennelement für drei Betriebsperioden im Reaktor und kann bei einer gegebenen Anfangsanreicherung stärker als in einem Einzelkern abgebrannt werden.

Wegen der sehr guten Strahlungsbeständigkeit des in Form von UO_2 -Tabletten in die Hüllrohre eingesetzten Brennstoffes ist eine Lebensdauer dieser Elemente bis zu 20 000 MWd/t werkstofftechnisch ohne weiteres möglich. Als Hüllrohrmaterial stehen zur Wahl entweder Zircaloy-2 oder austenitischer Stahl. Im Yankee-Reaktor wurde der letztere angewendet wegen seines preislichen Vorteils und der Einfachheit seiner Verarbeitung, obwohl seine größere Neutronenabsorption wertvolle Reaktivität vernichtet. Zircaloy war vorher in Shippingport verwendet worden. Seine Herstell- und Verarbeitungskosten waren damals enorm, heute dagegen sind sie sehr stark gesunken und die Chancen des Zircaloy sind durchaus wieder im Steigen begriffen, besonders da sich der Neutronengewinn um so mehr bezahlt macht, je länger die Brennelemente im Reaktor bleiben. Andererseits würden die Unterschiede wieder verwischt, wenn sich bei Stahl eine wesentliche Verringerung der Hüllrohrwandstärke (sogenannte collapsed cladding) bewähren würde. Die Entscheidung wird letztlich von Kostenfaktoren bestimmt werden. Im Westinghouse-Reaktor wird nichtrostender Stahl verwendet.

5,3) Reaktorkessel

Der Reaktorkessel wird aus warmfestem Stahl hergestellt und innen mit rostfreiem Stahl plattiert. Auch alle übrigen mit dem Reaktorkühlmittel in Berührung kommenden Oberflächen werden nichtrostend ausgeführt, um den mengenmäßigen Anfall von Korrosionsprodukten klein zu halten. Das Kühlmittel strömt durch die Einlaßstutzen in den Kessel und zwischen der Kesselwand und den thermischen Schilden nach unten, wo-

bei die in beiden infolge der Gamma- und Neutronenstrahlung des Kerns entstehende Wärme abgeführt wird. Nach Umlenkung der Strömungsrichtung am Kesselboden fließt das Kühlmittel durch den Kern nach oben und durch Austrittsstutzen ab. Die Brennelemente werden durch die untere und obere Kerntagplatte und durch den Kerntagkorb sicher in ihrer Lage gehalten.

5,4) Dampferzeuger

Zur Abführung der Reaktorwärme hat es sich als vorteilhaft erwiesen, mehrere Dampferzeuger mit je einer Umwälzpumpe einzusetzen. Beim Ausfall einer Pumpe schließt das in dem betreffenden Kühlkreis be-

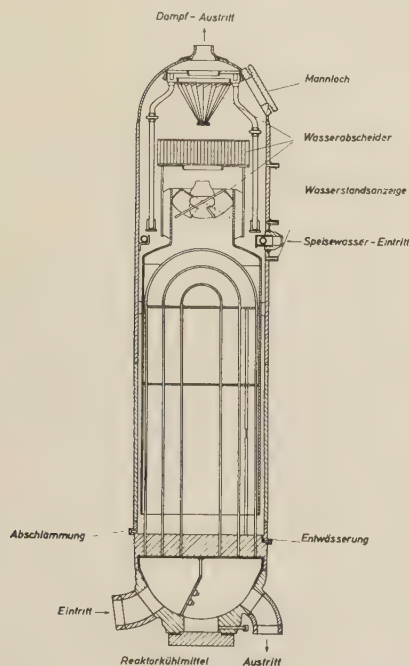


Abb. 8. Dampferzeuger, Bauart Westinghouse

findliche Rückschlagventil und verhindert einen Rückfluß, so daß wenigstens die übrigen Kühlkreise noch voll wirksam bleiben. Die Zahl der verwendeten Kühlkreise beträgt bei Yankee 4. Für 150 MWe ist durchaus die gleiche Zahl denkbar, doch könnten auch drei in Frage kommen. Eine Optimierung für die jeweiligen Gegebenheiten wird letztlich für die Anzahl der Primärkreise maßgebend sein.

Die Dampferzeuger sind kompakt als vertikale Kessel mit U-Rohren ausgeführt. Die U-Rohre werden vom Primärwasser durchströmt, während auf der Mantelseite Satteldampf erzeugt wird. Die beiden Sammler für die U-Rohre befinden sich am unteren Teil des Dampferzeugers und werden durch ein Blech getrennt. Bei Entfernung dieses Trennbleches sind die Rohrenden durch das im Boden des Kessels angebrachte Mannloch sichtbar.

Durch den oberhalb des Rohrbündels angebrachten Einlaßstutzen tritt durch Anzapfdampf aus der Turbine vorgewärmtes Speiswasser ein, fließt zwischen Kesselwand und Rohrbündelhülle abwärts und vermischt sich mit dem heißen Wasser, das im Kessel durch natürliche Konvektion umläuft. In Berührung mit den U-Rohren steigt Wasserdampfgemisch auf und wird durch drei

Stufen von Wasserabscheidern geleitet, welche die Feuchtigkeit des Dampfes am Austritt auf maximal 0,25 % begrenzen. Diese Dampfmasse ist einer Dampfturbine ohne weiteres zumutbar, da erst Dampfmasse in der Größenordnung von 1 % sich effektiv nachteilig bemerkbar machen würden. Ausgedehnte Versuche von Westinghouse haben aber ergeben, daß auch bei raschen Laständerungen die angegebene Dampfmasse von 0,25 % nicht überschritten wird.

Der Sekundärdampfzustand am Dampferzeugeraustritt hängt stark von der Grädigkeit der Dampferzeuger ab und damit von deren Heizfläche bzw. Anschaffungspreis. Der angegebene Wert von 36 ata/243 °C ist als Anhaltswert aufzufassen und gilt für Vollast. Bei Teillast kann der Sekundärdampfdruck erheblich ansteigen (z. B. auf 50 ata), da die Grädigkeit mit dem Wärme fluß abnimmt.

Als Werkstoff für die U-Rohre des Dampferzeugers wird normalerweise austenitischer Stahl verwendet. Es ist dann darauf zu achten, daß im Primär- und vor allem im Sekundärkreislauf keine Chlorionen auftreten, da diese eine Spannungsrißkorrosion auslösen könnten. Diese Gefahr ist aber leicht zu vermeiden.

Die Hauptumwälzpumpen sind einstufige Zentrifugalpumpen mit Spaltrohrmotor und arbeiten mit der Leckmenge Null, da der Rotor sich samt seiner Lagerung im Reaktorkühlwasser befindet und keine Stoffbuchsen vorhanden sind. Das Spiralgehäuse ist fest mit der Rohrleitung verschweißt, während der Motor mit dem Pumpenlaufrad nach Trennen einer Dichtschweißung abgeschraubt werden kann. Der Vorteil dieser Pumpen ist ihre völlige Wartungsfreiheit.

5,5) Reaktorregelung

Zur Regelung des Reaktors sind eine Reihe von kreuzförmigen Regelstäben (s. Abb. 6) aus Silber-Indium-Cadmium vorgesehen, die von auf dem Reaktordeckel montierten Antrieben gehoben und gesenkt werden können. Die Kreuzform erzeugt die bei einem leichtwassermoderierten Kern wegen der kurzen Neutronenwege notwendige innige und großflächige Durchdringung und fügt sich zwanglos zwischen die nahezu quadratischen Brennelemente ein. Die Zahl der nötigen Regelstäbe bestimmt sich an sich durch die Überschußreaktivität des kalten frischen Kerns. Da diese aber wegen der Anreicherung des Urans und des großen negativen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität des Leichtwassermoderators außerordentlich hoch ist (19 % bei Yankee), wäre eine unwirtschaftlich große Zahl an Stäben erforderlich, die nur äußerst selten nach Abkühlung des Reaktors — z. B. bei Kernbeladung — einfahren müßten. Man verwendet deshalb für diesen seltenen Fall einen chemischen Absorber in Form einer schwachen Borlösung, die auch zu anderen Zwecken — z. B. gerade zum Fluten des Reaktorraumes bei Kernbeladung — ohnedies vorgesehen ist und relativ leicht aus dem Reaktorkühlsystem wieder entfernt werden kann. Die Regelstäbe beschränken sich deshalb auf die Beherrschung der wesentlich geringeren Überschußreaktivität des heißen Reaktors und werden mit fortschreitendem Kernabbau mehr und mehr aus dem Reaktor herausgezogen. Zum Überfahren einer nach einer Leistungsabsenkung auftretenden Xenonvergiftung bleibt mit steigendem Abbau des Kerns eine immer

kleiner werdende Reaktivitätsreserve. Die Definition des möglichen Abbrandes hängt daher eng mit der Festlegung eines minimalen geforderten Laständerungsvermögens zusammen; wann diese Grenze erreicht ist, wird an dem Rest an Regelstablänge abzulesen sein, die sich bei Vollast noch im Kern befindet. In jedem Fall wird man dann allerdings ohne Laständerungen noch eine zeitlang mit konstanter Leistung weiterfahren können.

Die Hohlräume unter den teilweise herausgezogenen Regelstäben sollen sich nicht mit Wasser füllen, damit die Wasserströmung nicht ungleichförmig wird und keine örtlichen Neutronenflußüberhöhungen entstehen. Man hängt deshalb an die Regelstäbe Füllkörper beispielsweise aus Zircaloy an. Ähnlich kann man bei den nicht mit Regelstäben besetzten Leerräumen am Kernrand verfahren oder sie mit brennstoffhaltigen Gebilden besetzen.

Der Antrieb der Regelstäbe erfolgt vom Kesseldeckel aus über eine Stange mittels eines Magnet-Schritthebers. Bei diesem Antriebsprinzip wirken die magnetischen Kräfte mehrerer Spulen auf einen Anker und ein Gestänge im Inneren eines unmagnetischen Rohres, das dicht am Reaktordeckel befestigt und durch den Primärdruck belastet ist. Durch geeignete Schaltfolge ziehen die Spulen den Anker hin und her und sorgen gleichzeitig dafür, daß das Gestänge einmal vom Anker und dann vom ruhenden Gehäuse durch Reibungsschluß erfaßt wird. Auf diese Weise wird das Gestänge und mit ihm der Regelstab schrittweise nach oben oder unten bewegt. Solche Schritte betragen beispielsweise 4 mm und erfolgen einmal je Sekunde. Bei Abschaltung des Reaktors muß nur der Strom der Spulen unterbrochen werden; die Regelstäbe fallen dann durch ihr Eigengewicht in den Kern. Der Aufschlag in der Endstellung wird durch kräftige hydraulische Stoßdämpfer gemildert.

Bei schweren Regelstäben entsteht u. U. in dem Reibungsschluß des Schritthebers ein kleiner Schlupf, so daß nicht alle Regelstäbe genau die gleiche Hubstellung erreichen. Bestehende Unterschiede können eventuell automatisch an Hand der Stabstellungsanzeigen korrigiert werden. Eine andere, für große Reaktoren besonders geeignete Gegenmaßnahme ist die Verwendung von Klinken im Schrittheber.

Die Regelung des Reaktorbetriebes wird durch den starken negativen Temperaturkoeffizienten sehr erleichtert. Nimmt die Turbine weniger Dampf ab, so sinkt die Wärmeabfuhr im Dampferzeuger und bewirkt ein Ansteigen der mittleren Primärkreistemperatur. Diese wiederum setzt die Reaktorleistung solange herunter, bis sie mit den veränderten Anforderungen im Einklang steht. In Shippingport war es infolgedessen möglich, das Kraftwerk über lange Zeitspannen ohne jede Verstellung der Regelstäbe zu fahren.

Man verzichtet natürlich deswegen nicht auf eine automatische Regelung der Stäbe. Unter der Vielzahl der möglichen Programme erscheinen besonders naheliegend die Konstanzhaltung entweder der mittleren Primärkreistemperatur oder der Kühlmiteleintrittstemperatur in den Reaktor oder des Sekundärdampfdruckes. Von diesen drei Möglichkeiten ermöglicht die erste den besten Teillastwirkungsgrad, die letzte dagegen vereinfacht besonders den Betrieb der Speisepumpen.

5,6) Brennelementwechsel

Für die Be- und Entladung der Brennelemente wäre es an sich denkbar, wenn auch sehr schwierig, ähnlich wie bei den oben beschriebenen Natururanreaktoren jene Lademaschine zu verwenden, die auch während des Reaktorbetriebes arbeiten kann. Wie schon erwähnt, ist aber nur nach Zeiträumen von der Größenordnung jeweils eines Jahres ein Elementwechsel vorgesehen und der Kostenaufwand für Hochdruckverschlüsse und Lademaschine deshalb nicht zu rechtfertigen. Es ist andererseits ohne weiteres tragbar, das Kraftwerk einmal im Jahr etwa eine Woche lang stillzulegen, da ja auch im konventionellen Teil regelmäßige Wartungsarbeiten anfallen, die gleichzeitig durchgeführt werden können und möglicherweise wesentlich längere Zeit beanspruchen. In dieser Woche können der Reaktordeckel abgehoben und die Brennelemente in Ruhe gewechselt bzw. umgesetzt werden.

Das Lösen der Befestigungsschrauben des Deckels und der Schweißdichtung kann manuell mit Hilfe einfacher Werkzeuge erfolgen, da nach Abschalten des Reaktors der Deckelbereich betretbar ist. Die über 2 m starke darunterliegende Wasserschicht schirmt das obere Kesselende im Betrieb wirksam gegen die Neutronenstrahlung des Kerns ab und verhindert eine Aktivierung des Stahls. Im gleichen Sinn wirkt der Neutronenabschirmtank, der den Reaktorkessel vom Flansch an abwärts und am Boden umfaßt. Dieser Tank hat die Form einer doppelwandigen Tasse und ist mit gekühltem und entmineralisiertem Wasser von fast 1 m Schichtdicke gefüllt.

Zusätzlich zur Schweißdichtung ist für den Kesseldeckel eine doppelte mechanische Dichtung vorgesehen, die die Schweißdichtung vielleicht eines Tages überflüssig macht.

Vor dem Abheben des Deckels werden die Regelstäbe von den Antrieben gelöst und der Raum über dem Reaktor wird mit borsäurehaltigem Reinwasser aus einem großen Vorratstank geflutet. Durch einen dicht eingebauten Blechring wird erreicht, daß die Kesselaußenwand selbst, außer am Flansch, nicht unter Wasser gesetzt wird und die Wärmeisolierung, der Beton und die Kühlmittelhauptleitungen trocken bleiben.

Der Rundlaufkran hebt dann den Deckel und anschließend die obere Kerntagplatte ab, so daß die Brennelemente freiliegen. Da sie dauernd unter Wasser gehalten werden, sind sie bei allen Umsetzvorgängen gut abgeschirmt und gekühlt. Am Schluß wird der Kesseldeckel wieder aufgesetzt und die Schweißdichtung wiederhergestellt.

5,7) Reaktorhilfsanlagen

Der Reaktor erfordert zu seinem Betrieb eine Reihe von Hilfsanlagen, die im folgenden beschrieben sind.

5,701) Druckregelsystem

Das Druckregelsystem dient der Aufrechterhaltung des Primärdruckes und der Begrenzung von bei Leistungsänderung auftretenden Druckschwankungen. Verwendet werden ein Druckhalteessel mit elektrischen Heizstäben, Sicherheitsventile, fernbediente Abblaseventile, ein Abblasesammeltank, ein Sprühsystem usw.

Das Wasser im Unterteil des Druckhalteessels wird durch die Heizstäbe auf Sättigungszustand (z. B.

340 °C, 150 ata) gehalten. Das darüberliegende Dampfpolster besorgt die eigentliche Druckregelung. Korrekturen werden bewerkstelligt durch Dampfneubildung mittels Heizung oder durch Dampfkondensation mittels Wassereinsprühung.

5,702) Speise- und Kühlmittelreinigungssystem

Dieses System besorgt mit Hilfe von Hochdruckspeisepumpen die Einspeisung von gereinigtem Wasser in den Primärkreislauf. Auch während des Reaktorbetriebes wird dies kontinuierlich fortgesetzt und gleichzeitig eine entsprechende Wassermenge aus dem Reaktor über einen Regenerativwärmetauscher in den Ausgleichstank geleitet, um von hier aus zum Zweck der Reinigung durch Mischbettfilter gepumpt zu werden. Gasförmige Verunreinigungen des abgelassenen Primärwassers werden an die Gasatmosphäre im Ausgleichstank abgegeben.

Durch diese laufende Erneuerung des Primärwassers wird dafür gesorgt, daß die Konzentration der Korrosionsprodukte und sonstigen Verunreinigungen im Reaktor außerordentlich niedrig (z. B. bei 1 ... 2 ppm) gehalten wird und Ablagerungen weitgehend unterbleiben. Solche Ablagerungen würden sich bevorzugt an den Stellen großer Heizflächenbelastung, also in den Brennelementen und Wärmetauscherrohren, bilden und den Wärmeübergang verschlechtern. Sie würden gleichzeitig infolge der Neutronenstrahlung im Kern radioaktiv geworden sein und nun auch im Wärmetauscher eine bleibende Aktivität darstellen. Eine solche könnte allerdings durch ein besonderes Beizverfahren mit einer Reinigungslösung, die das Grundmaterial nicht angreift, wirksam beseitigt werden.

5,703) Korrosionsschutzsystem

Da sich gelöster Wasserstoff als ein sehr wirksamer Korrosionsschutz für Anlagen erwiesen hat, welche vollentsalztes Wasser bei hoher radioaktiver Bestrahlung enthalten, führt dieses System dem Primärwasser Wasserstoff zu. Dies erfolgt dadurch, daß im Ausgleichstank eine Atmosphäre mit Wasserstoffüberschuß aufrechterhalten wird.

5,704) Chemisches Zusatzsystem

Dieses System erfüllt eine Reihe von Funktionen, wie die Konstanthaltung des pH-Wertes im Primärkreis, die Zubereitung von borsäurehaltigem Wasser für den großen Vorratstank und die Zubereitung der erwähnten Reinigungslösung. Seine Hauptaufgabe aber besteht in der Bereitstellung der Borsäurelösung, die zur Unterstützung der Regelstäbe beim Unterkritischhalten des kalten abgestellten Reaktors nötig ist, wie schon weiter oben besprochen. Die Einspeisung dieser Absorberlösung in den Kessel erfolgt durch die normalen Primär-Speisepumpen, bis die nötige Borkonzentration (bei Yankee 1 200 ppm) erreicht ist. Bei Wiedereinbetriebnahme des Reaktors wird die Borkonzentration zunächst durch Einspeisung von frischem Reinwasser abgesenkt und anschließend durch einen Anionentauscher des Reinigungssystems weiter herabgesetzt.

Selbstverständlich wird die Borsäureeinspritzung auch bei dem allerdings sehr unwahrscheinlichen Notfall angewendet, daß die Regelstäbe versagen.

5,705) Abfahrkühlsystem

Das Abfahrkühlsystem hat die Aufgabe, die durch radioaktiven Nachzerfall unmittelbar nach einer Abschaltung des Reaktors freiwerdende und die im Reaktor gespeicherte Wärme abzuführen. Um eine größtmögliche Betriebssicherung zu erreichen, arbeitet die Anlage vollkommen ohne elektrischen Eigenbedarf. Das System besteht im wesentlichen aus je einer an die Dampferzeuger sekundärseitig angeschlossenen Abblaseleitung, durch die der Dampfdruck nach und nach verringert wird. Mit dem Abdampf wird über einen Druckregler eine Hilfspesepumpe betrieben. Innerhalb des Primärkreislaufes wird das Kühlwasser durch Naturumlauf in Bewegung gehalten.

Etwa 2 ... 3 h nach der Abschaltung wird diese Abfahrkühlung durch die schwächere sogenannte Nachkühlung ersetzt. Sie wird bewerkstelligt durch Umpumpen des Primärwassers im Komponenten-Kühlsystem.

5,706) Komponenten-Kühlsystem

Das Komponenten-Kühlsystem hat außer der beschriebenen Nachkühlung die Hauptkühlmittelpumpen, den Rekombinationskühler, den Neutronenabschirmtank und das Lagerbecken für verbrauchten Brennstoff zu versorgen. Es besteht aus mehreren Wärmetauschern und Kreisläufen.

5,707) Sicherheitsnachspeisesystem

Dieses System tritt automatisch dann in Funktion, wenn der äußerst unwahrscheinliche Fall eines größeren Kühlmittelverlustes etwa infolge eines Rohrleitungsbruches eintritt. Das Startsignal erfolgt, sobald der Systemdruck einen Mindestwert unterschreitet.

Mit Hilfe der Primärspeisepumpen und, nach stärkerem Druckabfall, durch Zusatzspeisepumpen wird borsäurehaltiges Wasser aus dem großen Vorratstank in jede einzelne Kühlmittelleitungsleitung eingespeist und ausgetretenes Wasser wird aus dem Gebäudesumpf mittels einer weiteren Pumpe zur Wiederverwendung in den großen Vorratstank zurückgepumpt. Auf diese Weise wird eine gefährliche Überhitzung des Kerns durch seine Nachzerfallswärme mit Sicherheit vermieden. Die eigentliche Kettenreaktion kommt ohnehin schon sofort nach dem Verdampfen eines Teiles des Moderators, der mit dem Kühlmittel identisch ist, zum Stillstand.

5,708) Entwässerungs- und Entlüftungssystem

5,709) Probenentnahmesystem

5,710) Abfallbeseitigungsanlage

Die Abfallbeseitigungsanlage verarbeitet flüssige, gasförmige und feste Abfälle und besteht aus einer Reihe von Tanks, Becken, Pumpen, Ionentauschern, Filtern und einem Wasserstoffkatalysator.

5,711) Reinwasseraufbereitungsanlage

5,712) Notstromversorgungsanlage

Im Falle eines völligen Ausfalls sowohl der Eigen- als auch der Netzstromversorgung erfolgt sofort eine Reaktorschnellabschaltung, so daß der Strombedarf des Reaktors weitgehend entfällt. Ein kleiner Rest an Eigenbedarf bleibt allerdings bestehen für die Pumpen des

Komponentenkühlsystems, die die Nachzerfallswärme abführen müssen, für die wichtigste Instrumentierung und einige kleinere Verbraucher. Die nötige Energie wird durch Batterien und ein Notstromdiesellaggregat geliefert.

5,8) Reaktorgebäude

Von den zum Reaktorbereich gehörenden, bisher beschriebenen Anlageteilen sind die druckführenden Teile in der Stahlhülle unterzubringen, während die Mehrzahl der Hilfsanlagen in einem gewöhnlichen Gebäude Platz findet. Hinzu kommen der Schornstein sowie Beken und Bunker für neue und verbrauchte Brennelemente und für radioaktive Abfälle (deren Volumen vorher durch Verbrennung oder Eindickung weitgehend verringert wird). Von diesen Anlagen ist die Stahlhülle

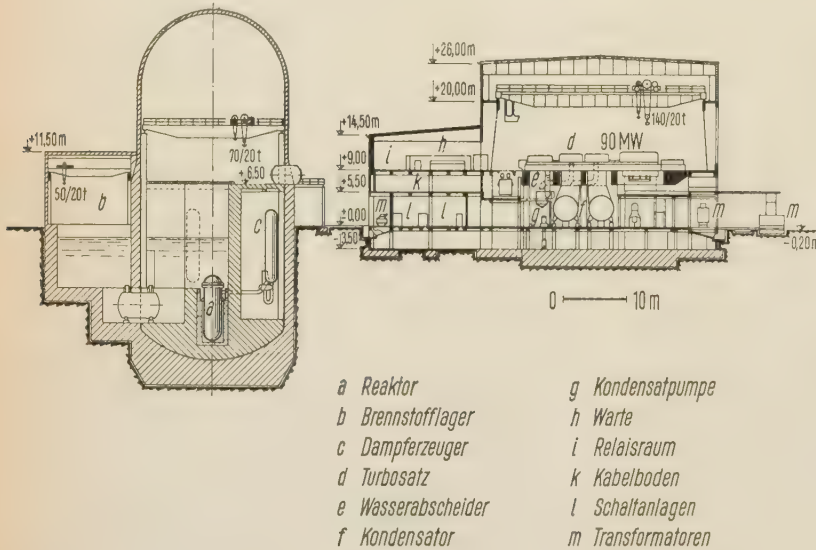


Abb. 9. Kernkraftwerk mit Westinghouse-Druckwasserreaktor

besonders bemerkenswert, die in ihrer Druckfestigkeit und Abschirmung so ausgelegt ist, daß auch beim größten noch vorstellbaren Reaktorunfall keine Gefährdung der Umgebung durch austretende Spaltprodukte oder Strahlung eintritt. Die Berechnung der Stahlhülle erfolgt nach den Richtlinien des Sicherheitsausschusses der amerikanischen Atomenergiekommission und muß in einem Sicherheitsbericht für eine große Zahl denkbarer Unfälle begründet werden. Für den Yankee-Reaktor wurde eine kugelförmige Stahlhülle mit 38 m Durchmesser und 2,5 atü Druckfestigkeit ausgeführt. Eine andere mögliche Form der Stahlhülle ist die zylindrische, wie in Abb. 9 dargestellt. Ob die eine oder andere Form gewählt wird, ist vor allem eine Kostenfrage, die sich erst nach Kenntnis der Gegebenheiten des Standortes entscheiden läßt.

Starke Betonabschirmungen sind angeordnet, um den Reaktorkessel selbst und getrennt davon um die Dampferzeugerräume, so daß diese bald nach dem Abschalten des Reaktors betreten werden können. Während des Reaktorbetriebes dagegen wird die Stahlhülle normalerweise nicht betreten, sondern von der Schaltwarte aus fern überwacht. Ein wohldurchdachtes Lüftungssystem sorgt dafür, daß der Reaktivitätspegel der Luft in der Stahlhülle ungefährlich bleibt, sowohl während des Betriebes als auch insbesondere vor dem Betreten.

5,9) Sekundärteil des Kraftwerkes

Zu diesem sogenannten konventionellen Teil des Kraftwerkes gehören die Dampfturbinen, Generatoren und anderen Einrichtungen, die auch in üblichen Wärmekraftwerken zu finden sind. Auf ihre detaillierte Beschreibung darf hier verzichtet werden. Hinzuweisen ist nur auf den ungewöhnlichen Frischdampfzustand — 36 ata Satttdampf — der bei der Konstruktion der Turbine zu berücksichtigen ist und den Einbau von Wasserabscheidern erforderlich macht. Diese Tatsache bringt jedoch keine Risiken mit sich, da die Siemens-Schuckertwerke auf Grund ihrer jahrzehntelangen Erfahrungen in der Planung und im Bau von Wärmekraftwerken in der Lage sind, den Sekundärteil eines solchen Kernkraftwerkes so zu erstellen, daß es betriebssicher und mit optimalem Wirkungsgrad gefahren werden kann.

6) Stromerzeugungskosten

Für die Ermittlung der Stromerzeugungskosten von Kernkraftwerken und für den Wirtschaftlichkeitsvergleich der verschiedenen Reaktortypen sind schon viele Untersuchungen angestellt worden. Derartige Bemühungen, ob es sich dabei um relativ theoretische Studien handelt oder um die Arbeit eines zukünftigen Bestellers, der konkrete Angebote verschiedener Firmen mit festen Preisen und Garantien vergleicht, haben fast immer das eine gemeinsam, daß sie die wahren Verhältnisse nur ungenau erfassen können, da eine Reihe von außertechnischen Faktoren mitspielt. Im Rahmen dieses Referates besteht deshalb kaum eine Möglichkeit,

beispielsweise für den Westinghouse-Druckwasserreaktor Zahlen anzugeben, die besser sind als diejenigen, die in den neuesten Untersuchungen der USAEC ermittelt und anschließend veröffentlicht worden sind. Diese Zahlen wurden deshalb in den folgenden benutzt und lediglich für 150 MW und die für die Tagung gewählten Annahmen umgerechnet.

Auf 150 MW umgerechnete kanadische Angaben, die für ein 200-MW-Natururan-Kernkraftwerk mit dem D₂O-D₂O-Druckröhrenreaktor CANDU bekanntgegeben worden sind, sind den Zahlen für den H₂O-Druckwasserreaktor noch gegenübergestellt. Dieser Reaktor CANDU stimmt in seinem Aufbau prinzipiell mit dem beschriebenen Druckröhrenreaktor überein.

6,1) Westinghouse-Druckwasserreaktor

Die Kapitalkosten (einschließlich Bauland-, Bauzins- und Baunebenkosten) wurden für verschiedene Kraftwerksleistungen in Nucleonics, (1959) Oct., beziffert:

Nettoleistung	Baukosten (Mill. \$)	\$/kW
54 MW	24,2	448
171 MW	49,1	288
228 MW	58,1	255
281 MW	66,6	237

Hieraus ist durch Interpolation leicht zu ermitteln, daß für 150 MW etwa 300 \$/kW zu erwarten sind. Dies entspricht, bei 14% und 6 000 h/a, einem Kapitalkostenanteil von 7 mills/kWh.

Für die Brennstoff- und Betriebskosten können die Zahlen aus Nucleonics, (1959) Dec., verwendet werden mit 3,38 bzw. 0,85 mills/kWh. Diese Zahlen gelten für 300 MW. Bei 150 MW erhöhen sich die Brennstoffkosten nur geringfügig auf schätzungsweise 3,5 mills. Bei den Betriebskosten dürfte das niedrigere europäische Preisniveau den Einfluß der geringeren Kraftwerksgröße ausgleichen.

Für einen 150-MW-Westinghouse-Druckwasserreaktor ergeben sich also diese Werte:

	mills/kWh	ös/kWh
Kapitalkosten 300 \$/kW	7	0,182
Brennstoffkosten	3,5	0,091
Betriebskosten	0,85	0,022
	11,35	0,295

6,2) Schwerwassermoderierter und -gekühlter Natururan-Druckröhrenreaktor

Die Kapitalkosten (einschließlich Bau- und Nebenkosten, jedoch ohne Entwicklungsaufwand) des kanadischen 200-MWe-Projektes CANDU wurden angegeben zu etwa 74 Mill. \$ einschließlich etwa 13 Mill. \$ für den Schwerwassereinsatz. Für eine Leistungsgröße von 150 MWe ist mit einem Kapitalaufwand zu rechnen, der höher als 75 % der angegebenen Zahl ist und zu 63 Mill. \$ geschätzt sei. Der spezifische Kapitalbedarf errechnet sich hieraus zu 420 \$/kW.

Bei 14% Kapitaldienst und 6 000 Betriebsstunden jährlich entsteht ein Kapitalkostenanteil von

$$\frac{420\,000 \times 0,14}{6\,000} = 9,8 \text{ mills/kWh.}$$

Der Berechnung der Brennstoffkosten zugrundegelegt sind die kanadischen Angaben über Brennstoffpreis (80 \$/kg Uran), Anlagenwirkungsgrad (28%) und Abbrand (10 000 MWd/t). Beim Übergang auf den kleineren 150-MWe-Reaktor dürfte eine Korrektur auf

27% und 8 000 MWd/t anzubringen sein. Die direkten Brennstoffkosten betragen dann

$$\frac{80\,000}{0,27 \times 8\,000 \times 24} = 1,54 \text{ mills/kWh.}$$

Bei der Brennstoffverzinsung ist noch zu berücksichtigen, daß der 200-MWe-Reaktor 43 t Uran enthalten soll. Für 150 MWe sind möglicherweise 40 t zu erwarten, zuzüglich 15% Reservebrennstoff. Bei 8% Verzinsung ergeben sich anteilige Brennstoffzinskosten von

$$\frac{1,15 \times 40\,000 \times 0,08 \times 80\,000}{6\,000 \times 150\,000} = 0,33 \text{ mills/kWh.}$$

Die gesamten Brennstoffkosten werden damit 1,87 mills/kWh betragen.

Nach den kanadischen Angaben kommen zu Betriebskosten von 0,8 mills noch 0,2 mills dazu für Schwerwasserverluste bzw. -rückgewinnung. Übertragen auf europäische Verhältnisse und die kleinere Kraftwerksgröße dürfte ein angenommener Gesamtbetrag von 1,23 mills/kWh etwa richtig liegen.

Für einen 150-MW-Natururan-Druckröhrenreaktor ergeben sich also, ausgehend von kanadischen Angaben, diese Werte:

	mills/kWh	ös/kWh
Kapitalkosten 420 \$/kW	9,8	0,255
Brennstoffkosten einschließlich Verzinsung	1,87	0,048
Betriebskosten einschließlich D ₂ O-Verlust	1,23	0,032
	12,9	0,335

In der vorliegenden Berechnungsweise liegt der Druckröhrenreaktor etwas schlechter als der Westinghouse-Reaktor. Der Unterschied ist allerdings gering und wird noch kleiner, wenn man für den Kapitaldienst des Schwerwassers einen niedrigeren Zinsfuß verwendet als 14%. Wegen der besonders niedrigen Brennstoffkosten tritt außerdem bei Erhöhung der jährlichen Betriebsstundenzahl über 6 000 hinaus eine raschere Stromkostensenkung ein als bei Reaktoren, die mit angereichertem Uran betrieben werden.

Tabelle I. Typische Auslegungsdaten von Druckwasser-Reaktoren

	Mehrzweckreaktor SNDR-1b	Druckröhrenreaktor	H ₂ O-Druckwasserreaktor Bauart Westinghouse (Anhaltswerte)
Elektrische Nettoleistung	50 MW	150 MW	150 MW
Anlagenwirkungsgrad	25 %		28 %
Wärmeleistung	200 MW		536 MW
Brennstoff (UO ₂)	Natururan	Natururan	anger. Uran 2-3 %
Moderator	D ₂ O	D ₂ O (drucklos)	H ₂ O
Kühlmittel	D ₂ O	D ₂ O	H ₂ O
Betriebsdruck	90 ata		150 ata
Druckgefäß: Typ	Kessel	Zircaloy-2-Rohr	Kessel
Druckgefäß: Innendurchmesser × Gesamthöhe bzw. Länge	4,10 m × 7,40 m	0,1 m × 6 m	3 m × 10 m
Kühlmittelaustrittstemperatur	280 °C		290 °C
Sekundärdampf-Zustand am Wärmeaustauscher bei Vollast	34 ata/240 °C		36 ata/243 °C
Anzahl der Kühlkanäle	115	etwa 350	offenes Gitter
Kühlkanal- bzw. Stababstand	272 mm (Sechseck)		14 mm (Quadrat)
Brennelement-Geometrie	37-Stab-Bündel	19-Stab-Bündel	180-Stab-Quadrat
Brennelement-Abmessungen (insgesamt)	97 φ × 1 882 mm		200 × 200 × 3 000 mm
Brennstab-UO ₂ -Tablettendurchmesser	10,4 mm		10 mm
Brennstab-Hüllrohrwerkstoff	Zircaloy-2	Zircaloy-2	aust. Stahl
Abbrand	3 ... 6 000 MWd/t	5 ... 8 000 MWd/t	10 ... 20 000 MWd/t

Diskussionsbeiträge

Verbesserung des thermischen Wirkungsgrades gasgekühlter Kernkraftwerke

Von H. MELAN †, Wien

DK 621.039.534.3

Meine sehr verehrten Herren!

Es ist eine sehr erfreuliche Tatsache, und die vorgelegten, ganz ausgezeichneten Berichte der einzelnen Firmen beweisen das auch, daß sich nunmehr in die Entwicklung des Kernkraftwerkes der Maschineningenieur und hier insbesondere der Thermodynamiker einschaltet. Dieses Einschalten erfolgt in immer höherem Maße, je dringender die Wirtschaftlichkeit des Kraftwerkes gefordert wird. Daher scheint es mir notwendig, daß man Bestrebungen, die den Umwandlungsprozeß heben können, eingehend betrachtet. Dies ist umso mehr notwendig, da es sich, wie gestern Herr Dir. HINTERMAYER erwähnt hat, um Kraftwerke handelt, die mit einer relativ großen Betriebsstundenzahl, ich glaube die Zahl 5 000 ist genannt worden, fahren. Die im konventionellen Kraftwerksbau üblichen Verbesserungsmaßnahmen gelten nun auch für das Kernkraftwerk immer mehr und mehr. Wir müssen uns daran gewöhnen, daß der Atombrennstoff, genauso wie der fossile Brennstoff, einen Marktpreis hat, und daher durch diesen der kWh-Preis in starkem Maß beeinflußt wird. Erlauben Sie mir daher zur Steigerung des Wirkungsgrades eines Kernkraftwerkes eine kleine Anregung zu geben. Ich will mich dabei nur auf die gasgekühlten Kernkraftwerke beschränken, da diese in der Weltproduktion mit 58 % der gesamten Bauten immerhin im Vordergrund stehen. Es ist klar, daß dort die Bestrebungen, erhöhte Temperatur zuzulassen, gewisse Chancen für uns Maschinenbauer bieten, den Wirkungsgrad der Kraftwerke zu steigern. Die Vorschläge von Herrn Prof. KELLER (Escher Wyss) gehen dahin, bei gasgekühlten Reaktoren die Energiegewinnung mittels des bekannten AK-Prozesses durchzuführen, wobei die Verwendung von Spezialgasen, die auch besonders günstige nukleare Eigenschaften haben, vorgesehen ist. Dieser Vorschlag hat in der ursprünglichen Anordnung die durch die Gasturbinen gegebene Leistungsbegrenzung. Der geschlossene Kreisprozeß nach Keller ist hier etwas günstiger als der offene. Ich will weiter als bekannt voraussetzen, daß bei Dampfkraftwerken konventioneller Bauart die Vorschaltung von Gasturbinen Leistungssteigerungen bis zu 44 % und mehr bringt. Dieses Ziel müßte sich eigentlich auch beim Kernkraftwerk erreichen lassen. Mir schwebt aber zunächst vor, nicht auf Spitzentemperaturen, wie man sie bei Gasprozessen findet, also auf 700 oder 800 °C zu gehen, sondern man müßte versuchen, mit etwas geringeren Temperaturen auszukommen, da ja die Entwicklung auf der Reaktor-seite noch nicht so weit vorgedrungen scheint. Weiter soll man hinsichtlich der Kostenfrage sein Augenmerk mehr auf die Verkürzung oder Beschneidung der Flächen richten, u. zw. vielleicht dadurch, daß man erhöhte Geschwindigkeiten der Gaskühlung, also des Kühl-gases vorsieht und gleichzeitig auch durch einen höheren Druck des Kühlmediums Hilfswege für den Wärmeübergang schafft. Mit diesen Gedanken sind eigentlich auch schon die Vorschläge, die die Schweizer Ingenieure SPILLMANN und TOGNONI des Forschungsinstituts der Fa. Escher Wyss gemacht haben, gekennzeichnet. Ganz ähnliche Gedanken haben wir auch hier an der Wiener

Hochschule in meinem Institut verfolgt, u. zw. sind wir auf eine Lösung gekommen, die vielleicht auch in die Praxis umgesetzt werden könnte. Zunächst sind natürlich die Untersuchungen nur auf dem Papier erfolgt.

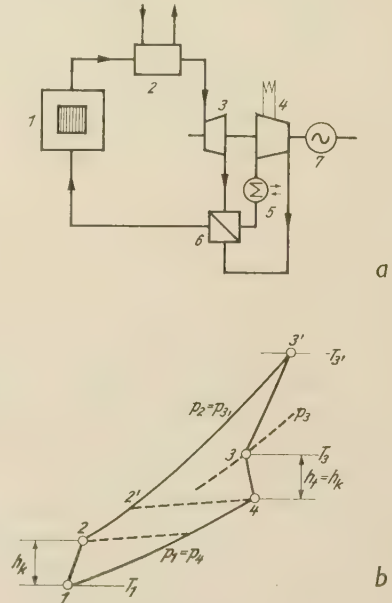


Abb. 1

Wir haben ein sogenanntes Selbstfahrgerät entwickelt, welches ähnlich wie ein Strahlapparat eines Düsenflugzeuges aus Gasturbine und Kompressor besteht. Dieses

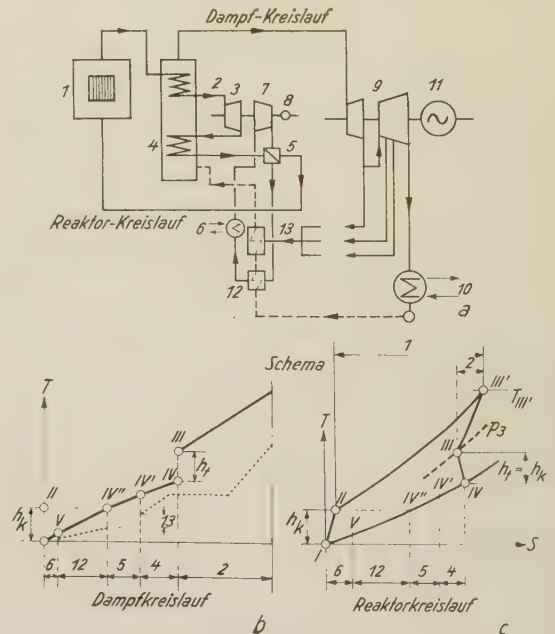


Abb. 2

Aggregat wälzt das Kühlgas ohne Kratterzeugung in den Kreisläufen um. Man kann das so machen, ich werde das gleich an einem Bild veranschaulichen, daß man den Turbinenteil in einem Bereich niedriger Temperatur

und niedriger Drücke laufen läßt. Durch die Differenz der Drücke des Kompressors und der Turbine sind gewisse Möglichkeiten gewonnen, hohe Geschwindigkeiten, was ja gleichbedeutend mit hohen Druckverlusten ist, ohne weiteres zu erreichen. Darf ich Ihnen Abb. 1 erklären? Dieses Bild stellt nur ein Grundschema dar. Oben in der Figur sehen Sie unter 1 den gasgeköhlten Reaktor. 3/4/7 ist das sogenannte Selbstfahrgerät, welches aus einem Anwurfmotor, einer Turbine und einem Kompressor besteht. Die Linie von 6 nach 1 entspricht dem Fluß des K hl­gases, Stickstoff, Kohlens ure oder auch Helium. Dieses K hl­gas wird umgepumpt, nimmt seine W rme im Reaktor mit kleinen Fl chen und gro en Geschwindigkeiten auf, gibt die  berw rme dann im Dampfkessel 2 ab und ist immer noch gen gend hoch gespannt und mit verh ltnism  ig hoher Temperatur versehen, um die Turbine 3 zu betreiben. In Abb. 1b ist 1–2 die Kompression, dann erfolgt die W rmezufuhr bei konstantem Druck im Kernreaktor. 3'–3 ist gemisserma en die Drossellinie im Kessel. 3–4 ist die Turbine und 4–1 der Aussto . Es kann nat rlich ohne weiteres sein, da  f r die Turbine h_t gleich h_k sein mu . Man kann dieses h_t zwischen p_2 und p_1 legen. Ich will Ihnen noch Abb. 2 zeigen. Diese stellt den Grundentwurf der Idee dar, die dann, wenn sie f r ein Kraftwerk

im Detail projektiert wird, vielleicht so wie dargestellt ausschauen kann. Auch hier haben Sie wieder den Reaktorkessel, mit 1 bezeichnet. Stark ausgezogen ist wieder der Gasflu . 3/7/8 ist das sogenannte Selbstfahrger t und 2–4 der nur schematisch gezeichnete Kessel. F r diesen gibt es eine ganze Reihe von M glichkeiten. Ich habe nur eine Variante gezeichnet, wie die Abw rme des Gases, und das ist das Wesentliche, das Selbstfahrger t betreibt. Das K hl­gas wird mit verh ltnism  ig hohem Wirkungsgrad umgew lzt, so da  die gesamte Abw rme des K hl­gases wieder im Proze  praktisch hundertprozentig aufgenommen wird. Sie sehen aber auch, da  die letzte K hlung durch einen Kondensatk hler erfolgt. Man kann diese Darstellung noch stark variieren. Es sei nur eine L sung gezeigt, die auch f r gr  ere Anlagen durchf hrbar erscheint. Meine Herren, ich habe Ihnen das nur kurz vorf hren wollen. Ich begr  e es, da  das Pr sidium der Veranstaltung mir die Ehre und das Vergn gen gegeben hat, diese Vorschl ge vorzutragen, und zwar insbesondere im Hinblick auf die Tatsache, da  dieser Tagung eine gro e Reihe von j ngeren Diplom-Ingenieuren beiwohnt, unter denen ich auch viele ehemalige Sch ler von mir erblicke, und f r die hoffentlich eine recht gl ckhafte Zeit der Forschung und wissenschaftlicher Arbeiten beginnt.

Kernkraftwerk mit fossil beheiztem  berhitzer

Von F. MARGUERRE, Baden-Baden

DK 621.039.553.32

Meine Herren, der Beitrag, den ich hier bringen wollte, ist zum Teil schon vorweggenommen worden durch die Diskussion  ber die zus tzliche  berhitzung. Ich darf aber sagen, aus welchen Gesichtspunkten heraus ich dazu gekommen bin, die Frage zu pr fen, wie weit man die Reaktoren, die man in absehbarer Zeit einmal bauen wird, doch einigerma en an die Grenze der Wirtschaftlichkeit bringen kann. Ich stehe auf dem Standpunkt, da  der Bau von Prototypen selbstverst ndlich notwendig ist, da  man jedoch, wenn man aber in Europa in absehbarer Zeit wirkliche Erfahrungen gewinnen will, gro e Anlagen bauen und betreiben mu . Das gilt besonders in meinem Lande, der Bundesrepublik Deutschland.

Demgegen ber steht aber die gro e Schwierigkeit, da  diese Reaktoren noch nicht wirtschaftlich sind, auch wenn man 7 000 h Jahresbenutzung zugrundelegt. Das ist ein j hrlicher Verlust, mit dem man von vornherein zu rechnen hat. Weiter ist sicher damit zu rechnen, da  man in den ersten Jahren betr chtliche Ausf lle haben wird und da  man also Stillstandsverluste erleidet. Es ist weiter kein Zweifel dar ber, da  man in den ersten Jahren noch zus tzlich die Kosten eines normalen Kraftwerkes mit einsetzen mu . Hinzu kommt noch, da  ein Reaktor, der 7 000 h arbeitet, notwendigerweise andere Werke in ihrem Wirkungsgrad verschlechtert. Eine Reihe dieser Umst nde wird normalerweise ganz verschwiegen. Sie beeinflussen aber tats chlich die Wirtschaftlichkeit wesentlich.

Ich habe mir deswegen die Frage vorgelegt, wie man sich  ber diese Anfangsschwierigkeiten hinweghelfen kann, und der erste Weg, der sich anbietet, ist nat rlich die fossile  berhitzung. Eine  berhitzung

aber wie man sie im Indian Point vorgesehen hat, wo man dann weitere kW mit 7 000 h/a erzeugt, die wieder schwer unterzubringen sind, ist nicht zweckm  ig. Ich habe daher schon vor drei Jahren den Vorschlag gemacht, die Anlage so zu bauen, da  man den Reaktor zwar durchlaufen l  t, aber die  berhitzung nur zeitweise einschaltet, u. zw. im wesentlichen nur am Tage. Das bringt einige Turbinenprobleme mit sich, aber diese sind ohne weiteres zu l sen.

Die  berhitzung hat zun chst den gro en wirtschaftlichen Vorteil, da  sie die mittleren Anlagekosten sehr stark heruntersetzt. Die zus tzliche  berhitzereinrichtung kann etwa f r 180 DM pro gewonnenes kW hergestellt werden, u. zw. sind die Bauzinsen und alles schon mit inbegriffen. Infolgedessen setzt sie den durchschnittlichen Preis herunter und vereinfacht das Kapitalproblem. Anders ausgedr ckt, k nnte man vielleicht so sagen, da  ein jedes Kraftwerk, welches von selbst keine  berhitzung liefert, eine Gelegenheit bietet, ein Kraftwerk zus tzlich zu errichten, welches Anlagekosten von 180 DM hat, also ein Drittel eines normalen Werkes und au erdem einen wesentlich geringeren W rmeverbrauch, denn die  berhitzung hat, wie hier ja schon erw hnt worden ist, einen thermodynamischen Wirkungsgrad von etwa 50%, w hrend ein normales Kraftwerk einschlie lich Kessel-Wirkungsgrad wesentlich darunter liegt. Au erdem hat die zus tzliche  berhitzung den Vorteil, da  sie, da die Maschine weiterl uft, ohne Anfahrverluste arbeitet. Man hat nur den  lgefeuerten  berhitzer in Betrieb zu setzen. Im Laufe einer Stunde etwa, mit R cksicht auf die Turbine, ist er auf die volle Temperatur von 500 ... 520 °C zu bringen.

Nun, man kommt damit allein nicht auf die Netzstundenzahl von etwa 4 500 h/a, und es liegt nahe, eine Speicherung damit zu kombinieren. Die hydraulische Speicherung ist in zwei Genfer Berichten ausführlich behandelt worden, und die Rechnungen haben gezeigt, daß hierbei wesentliche Vorteile zu gewinnen sind.

Die hydraulische Speicherung ist von zwei verschiedenen Gesichtspunkten aus zu betrachten. Hat man, wie es hier in Österreich meistens der Fall ist, sehr große Saisonspeicherwerke und braucht nur eine Tagesspeicherung — um die handelt es sich —, um den Ausgleich zwischen Tag und Nacht herbeizuführen, so hat man hierfür im allgemeinen nur das Wasserschloß zu vergrößern und die zusätzliche Rohrleitung mit Turbine und Pumpe bereitzustellen. Das kann mit nicht zu hohen Kosten erreicht werden. Wenn man aber besondere Pumpspeicherwerke baut, wie man es in Deutschland in größerem Umfang macht, so muß man im allgemeinen mit Anlagekosten, die zwischen 600 und 700 DM/kW liegen, rechnen. Hierbei ist ein gewisser Anteil für die notwendige Fernleitung mit eingerechnet, denn die Lage der Pumpspeicherwerke hängt von Naturverhältnissen ab. Infolgedessen bedeuten diese Anlagen, wenn sie auch im prozentualen Kapitaldienst relativ günstig sind, doch eine ziemliche Kapitalbelastung.

Ich habe deswegen den alten Gedanken der Wärmespeicherung wieder aufgenommen, und es läßt sich feststellen, daß mit Wärmespeicherung Tagesspeicherungen bei ganz erheblich billigeren Anlagekosten möglich sind. Eine Kombination von Überhitzung und Speicherung erlaubt es, das Kernkraftwerk mit 7 000 ... 7 500 h bei einer Abgabe ins Netz mit nur 4 500 h/a zu betreiben. Wir hätten also die Frage der Verschlechterung der übrigen Werke auf diese Weise beseitigt.

Die Wärmespeicherung hat nun vor 30 Jahren eine gewisse Rolle gespielt und sie ist aus der Elektrizitätswirtschaft verschwunden. Wieso ist es denn heute möglich, ein solches gestorbenes Element wieder zum Leben zu erwecken? Der eine Gesichtspunkt ist der, daß man seinerzeit Speicher nur in der Werkstatt schweißen konnte und die Transportverhältnisse zu kleinen Behältern zwangen. Wenn man kWh-Zahlen, wie sie heute in Frage kommen, erreichen will, so bekommt man eine Unmenge Behälter, was praktisch nicht in Betracht kommt. Man kann aber heute Kugelbehälter an Ort und Stelle schweißen: man hat Gasbehälter mit 35 m Durchmesser für Drücke von 6 ... 7 at, Kugeln von 10 ... 20 m Durchmesser mit Wandstärken bis 90 mm ausgeführt. Es sind also alle Voraussetzungen gegeben, um heute große Wärmespeicher herstellen zu können, deren Kosten jedoch dann viel niedriger sind, als es früher möglich war.

Für die Speicherung selbst käme zunächst in Frage, den bekannten Ruths-Speicher (oder Gefäll-Speicher) zu verwenden, den man mit Anzapfdampf irgendeines Druckes zwischen 10 und 15 at auflädt und der dann durch eine Turbine unter entsprechender Entspannung und Absinken des Druckes entladen wird. Die Anlagekosten dürfen sich — ich setze eine Spezialturbine voraus — zwischen 300 und 350 DM/kW bewegen. Immerhin sind diese Kosten wesentlich geringer als die Kosten für hydraulische Speicherung, und eine solche Anlage ist, da sie mit Sattedampf arbeitet, auch in sehr schnell-

ler Weise belastbar bzw. ein- und ausschaltbar. Es gibt aber noch eine andere günstigere Möglichkeit, nämlich eine Verbesserung der sogenannten Speisewasserspeicherung, über die ein Schema und Erläuterungen weiter unten folgen. Zunächst sei einmal das Resultat der Strompreisberechnung unter diesen Voraussetzungen vorgeführt.

Abb. 1 zeigt auf der Ordinatenachse die in mills (0,42 Dpf) gegebenen Preise und auf der Abszissenachse die Benutzungsdauer, Kurve a stellt den Strompreis

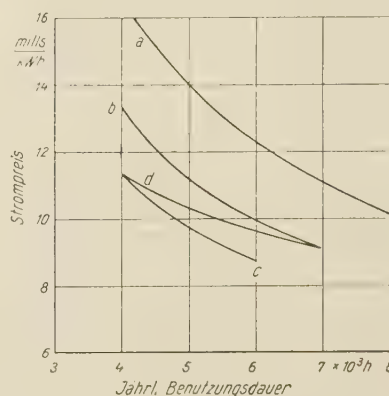


Abb. 1. Stromkosten, abhängig von der Benutzungsdauer
a reines Kernkraftwerk ohne Reserve, b Kernkraftwerk mit Überhitzer und Reserve, c desgleichen mit Überhitzer, Wärmespeicher und Reserve, d herkömmliche Anlage mit 20% Reserve

eines Kernkraftwerkes dar. Zu diesem Preis ist folgendes zu sagen: Er ist für einen OMR berechnet worden und umfaßt aber nicht nur die Angebotspreise, sondern hohe Zuschläge. Etwa 20% für Geldbeschaffungskosten und Bauzinsen, ferner Projektierungskosten, weiter eine 200-kV-Anlage und eine Verbindungsleitung von 30 km, also z. T. Sachen, die bei üblichen Angaben nicht dazugehören. Weiter selbstverständlich alle Kosten, die außerhalb der Bezahlung an Lieferanten noch in Frage kommen. Alles ergibt einen Stromgestehungspreis von 11 mills, der sich in Übereinstimmung mit hier auf der Tagung genannten Kosten befindet. Die Kurve d gibt die Preise einer konventionellen Anlage wie sie auf Grund von Angaben von „Euratom“ für mittlere europäische Verhältnisse errechnet wurde, jedoch mit 20% Reserve; letzteres wird weiter unten begründet.

Das Ergebnis ist eine Differenz von 2 mills/kWh bei einem Werk von etwa 150 MW; also ein Jahresbetrag von 2 ... 2,5 Mill. Dollar. Das ist natürlich eine starke Belastung und sie wird noch größer, wenn das Werk nicht vom ersten Tag an geht.

Die Kurve b zeigt nun den Strompreis mit Überhitzung, und c läßt die weitere Verminderung mit Wärmespeicher erkennen. Die mit den niedrigsten Gesamtanlagekosten erzielbare Erhöhung der Leistung durch die Überhitzung liegt etwa bei 50%. Man kommt von 150 MW auf 220 MW und durch den Speicher, je nach seiner Größe und der Auslegung der Turbine, auf 270 oder fast 300 MW, eine beim zukünftigen Bedarf unserer Netze keineswegs erschreckende Zahl.

Nun besteht außer den dauernden Verlusten ja noch das weitere Problem der im Anfang des Betriebes sicher eintretenden Verluste durch Stillstand und der wesentlichen Ausgaben, die dadurch bedingt sind, daß man für die ersten unsicheren Jahre die Leistung noch einmal bereithalten muß.

Da greift der Gedanke Platz: den Überhitzer in seinen Dimensionen zu vergrößern, ihm eine Trommel beizufügen und aus ihm einen Löffler-Kessel zu machen.

Dieser in Wien entstandene Kessel ist in einer Reihe von Exemplaren gebaut worden. Wenn er nicht mehr gebaut wird, so liegt es daran, daß man heute bessere Methoden hat, um die Schwierigkeiten wasserberührter Heizflächen zu vermeiden, was der ursprüngliche Zweck des Gedankens von Professor LÖFFLER war. Man kann also, wenn man geringe Mehrausgaben dazunimmt, die Frage der Reserve lösen und die Bereitstellung eines zweiten Kraftwerkes für die ersten Jahre vermeiden. Die Mehrpreise, um den Löffler-Kessel hinzuzufügen und ihn für eine Leistung von etwa 100 MW auszulegen, wobei man dann einschließlich Speicher 150...170 MW bei ausgefallenem Reaktor machen kann, liegen in der Größenordnung von 2% des gesamten Aufwandes, spielen also keine Rolle.

Die Abb. 2 zeigt den Reaktor 1, den Wärmetauscher 2, den normalen Weg zur Turbine 4, den Kondensator 5 und die Rückleitung in den Wärmetauscher.

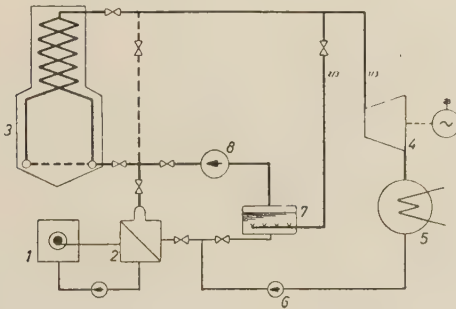


Abb. 2. Reserveschaltung des fossilen Überhitzers

1 Reaktor, 2 Wärmetauscher, 3 Überhitzer, 4 Turbine, 5 Kondensator, 6 Speisepumpe, 7 Verdampfertrommel, 8 Umwälzgebläse

Hinzugefügt ist der Überhitzer 3. Der Überhitzer kann, entsprechend dem Grundgedanken der ganzen Anordnung, umgangen werden, so daß er, der Netzbelastung entsprechend, zu bestimmten Zeiten eingesetzt werden kann. Zur Erhöhung der Sicherheit und zur Reserve sind nun eine Trommel und ein Umwälz-Ventilator zugefügt. Wenn der Reaktor nicht läuft, dann arbeitet dieser zweite Kreislauf folgendermaßen: es wird durch den Überhitzer das Mehrfache derjenigen Dampfmenge umgewälzt, die normalerweise nach außen abgegeben wird, und diese Mehrmenge dient durch Entzug der Überhitzungswärme in der Trommel zur Dampferzeugung. Auf diese Weise ist es möglich, mit sehr geringen Aufwendungen den Überhitzer zu jeder Zeit als Reservekessel zu verwenden.

Die vorgeschlagene Wärmespeicherung ist im Prinzip die sogenannte Speisewasserspeicherung, die ich — glaube ich — als erster am Anfang der zwanziger Jahre angegeben habe; sie besteht darin, daß man die Anzapfvorwärmung zur Zeit hoher Belastung abschaltet und den ganzen Dampf in den Kondensator schickt, während das heiße Speisewasser dem Speicher entnommen wird. Dadurch entsteht eine Erhöhung der Leistung. Da man aber grundsätzlich, wie es zunächst scheint, nur die Anzapfung auf Null vermindern kann, ist die Steigerung der Leistung dabei auf 10...15%,

je nach den Dampfverhältnissen, beschränkt. Das Neue an dem Gedanken ist nun das, daß man den Kreislauf auch umkehren kann. Man wälzt durch das Regenerativvorwärmungssystem zusätzlich heißes Speicherwasser und führt Speisewasser in die, natürlich umzugestaltenden, Vorwärmer hinein. Man erhält so eine zusätzliche Dampferzeugung, die durch die Anzapfstellen in die Turbine geht. Das bringt natürlich einige Turbinenprobleme, die aber ganz eingehend untersucht worden sind und die ohne weiteres zu lösen sind. Dazu gehören auch noch einige Sicherheitsprobleme.

Abb. 3 zeigt das Schema, das aus Raumgründen nicht näher erläutert werden kann¹⁾. Dadurch, daß man jetzt nicht nur die normale Anzapfdampfmenge auf Null

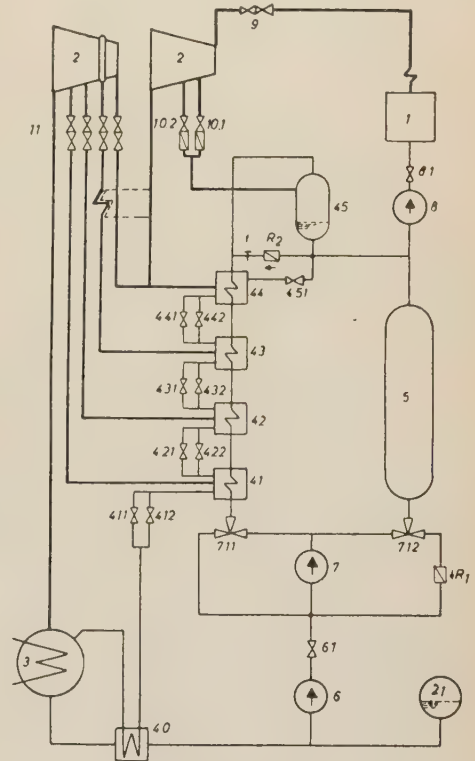


Abb. 3. Schema der Wärmespeicherung

1 Kessel, 2 Turbine, 3 Kondensator, 4,0 bis 4,5 kombiniertes Vorwärmungssystem, 6 und 8 Speisepumpen, 7 Speicherumwälzpumpen, 7,11 bis 7,12 Speicherregelventile, 4,11 bis 4,51 Wasserregelventile

reduziert, sondern sie auch umkehren kann, läßt sich die Steigerung der Leistung der Hauptturbine bei den Verhältnissen eines Kernkraftwerkes um mindestens 35% erhöhen, und man kommt dann auf die eben genannten Leistungszahlen, und zwar gehen dann die Anlagekosten, wenn sie mit allem, was drum und dranhängt, derzeit etwa 1300 DM/kW betragen, auf unter 800 DM/kW zurück. Es ist klar, daß damit die Wirtschaftlichkeit ganz beträchtlich erhöht wird, besonders bei den erwünschten 5000 h.

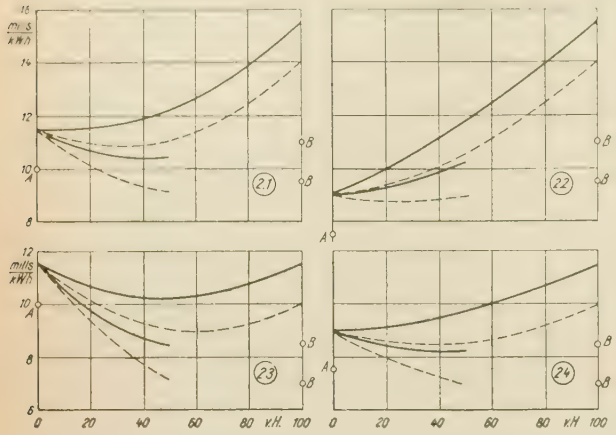
Meine Herren, das ist in gedrängter Kürze das Wesentliche, ich glaube, es ist von erheblicher Bedeutung, zu sehen, daß man für die Entwicklungszeit die wirtschaftlichen Schwierigkeiten, die sich der Errichtung eines großen Kraftwerkes

¹⁾ Siehe jedoch Elektrizitätswirtschaft, 59. Jg. (1960), Heft 10, S. 325.

entgegenstellen, beseitigen kann. Natürlich setzt das voraus, daß das Netz groß genug ist, um in 4...5 Jah-

eine nicht unwahrscheinliche Verspätung in der Lieferung des Reaktors teilweise gesichert ist: man kann wenigstens mit der Einnahme aus der bereitgehaltenen Leistung rechnen. Da man außerdem einen Reaktor, den man heute bestellt, noch bis zu einem gewissen Grad als einen Versuchsreaktor ansehen muß, ist man auch in der Lage, während der Dauer von Änderungen, die vermutlich in Frage kommen werden, eine entsprechende Leistung, wenn auch mit höheren Brennstoffkosten, zur Verfügung zu haben.

Ich darf auch noch vielleicht ein letztes Bild bringen (Abb. 4). Es ist ein Beitrag zur Weltkraftkonferenz in Madrid. Es ist hier ein genereller Trend untersucht worden: es ist klar, daß in den nächsten zehn Jahren die Kernkraftwerke keinen sehr hohen Anteil an der gesamten Leistung bekommen werden. Es ist aber trotzdem nützlich, sich einmal den Trend klarzumachen, was bei einer größeren Beteiligung an der totalen Netzleistung geschieht. Sicher ist, daß die Vergleiche mit 7 000 h nicht geeignet sind, die wirtschaftlichen Verhältnisse korrekt wiederzugeben. Das Bild zeigt als Abszisse den Anteil eines Kernkraftwerkes: dieser Anteil geht von 0, also rein konventionelle Werke, bis 100 % Kernkraftwerke. Die Kurven stellen die Stromkosten für verschiedene Anlagekosten der Kernkraftwerke und verschiedene Brennstoffkosten für beide Werke dar; die Werte sind aus der unter der Abbildung stehenden Tabelle zu entnehmen. Bei den Brennstoffkosten bezieht sich Spalte A auf das konventionelle, B auf das Kernkraftwerk, C auf den Überhitzer und D auf den Speicher (nukleare Brennstoffkosten durch Wirkungsgrad). Die jeweils oberen Kurven beziehen sich auf Kombinationen von reinen Kernkraftwerken und konventionellen, während die jeweils unteren sich auf Kombinationen mit nach den erläuterten Vorschlägen ergänzten Kernkraftwerken beziehen. Die Punkte A und B geben jeweils die Strompreise für konventionelle und Kernkraftwerke bei 7 000 h an. Die Kurven zeigen, daß, auch wenn das reine Atomwerk bei 7 000 h teurer arbeitet als das konventionelle, doch die durchschnittlichen Gesamtkosten bei Deckung durch ergänzte Kernkraftwerke oder gemischter Deckung — und zwar für netzübliche Benutzungsdauern — günstiger sein können und meistens sind, als die reiner herkömmlicher Werke — eine nicht unwichtige Erkenntnis.



Annahmen über die festen und beweglichen Kosten:

	Anlagekosten \$/kW	Annuität % im Jahr	Jahreskosten \$/kW u. Jahr	Brennstoffkosten mills/kWh
A Konventionelles Werk	125	14	17,5	5/7,5
B Kernkraftwerk	250/375	14	35/52,5	2/3,5
C Fossiler Überhitzer	45	14	6,3	3,5/5,5
D Wärmespeicher	40	12	4,8	2,5/4,5

Zu den oberen Teilbildern gehören die nuklearen Anlagekosten. Für die Brennstoffkosten gilt die Zuordnung:

Bild	Brennstoffkosten (mills/kWh)			
	A	B	C	D
2.1	7,5	3,5/2	5,5	4,5/2,5
2.2	5,0	3,5/2	3,5	4,5/2,5
2.3	7,5	3,5/2	5,5	4,5/2,5
2.4	5,0	3,5/2	3,5	4,5/2,5

In dieser beziehen sich die höheren Brennstoffkosten bei B und D auf die ausgezogenen, die niedrigen auf die gestrichelten Linien. Die Kreise geben die Stromkosten für A und B bei 7 000 Benutzungsstunden im Jahr.

Abb. 4. Mittlere spezifische Stromkosten des Netzes in mills/kWh in Abhängigkeit vom Kernkraftwerkanteil in %

ren, wenn eine solche Anlage einmal fertig sein wird, die vergrößerte Leistung aufzunehmen. Man gewinnt damit auch noch den Vorteil, daß man einmal gegen

Anlagekosten von Kernkraftwerken

Von R. W. GUCK, Baden, Schweiz

DK 621.039.57.003.2

Zusammenfassung: An Hand von Angebotswerten für Anlagen von etwa 150 MW elektrischer Leistung wird dargestellt, daß zufolge der relativ niedrigen Kosten des nuklearen Brennstoffes der Einfluß der Anlagekosten auf die Stromerzeugungskosten sehr bedeutend ist. Daneben kommt aber auch dem Gesamtwirkungsgrad der Anlage gerade beim heutigen Stand der Entwicklung eine überragende Stellung zu.

Der Bericht befaßt sich nicht grundlegend mit der Ermittlung der Wirtschaftlichkeit von Kernkraftwerken, auch wenn dieser Aspekt den Hintergrund abgibt. Basierend auf Angeboten verschiedener Herstellerfirmen von Reaktoren in den USA und in England und an Hand von durchgearbeiteten Projekten wird vielmehr untersucht, welchen Einfluß die Anlagekosten auf den Strompreis haben. Entsprechend den gegebenen Vor-

aussetzungen werden die folgenden Annahmen getroffen:

- elektrische Nettoleistung einer Anlage 150 MWe,
- jährliche Nutzungsdauer 6 000 h,
- jährliche Kapitalbelastung 14 %.

Die Stromgestehungskosten des Kraftwerks setzen sich zusammen aus den

- 1. kapitalabhängigen Kosten,
- 2. Brennstoffkosten,
- 3. Aufwendungen für Betrieb und Unterhalt.

Die in der Tabelle I gegebenen Werte können als typisch für eine 150-MWe-Anlage angesehen werden. Den beiden nuklearen Anlagen (USA und UK) wird ein konventionelles Kraftwerk auf Steinkohlenbasis als

Vergleichswerk beigegeben. Die überschlägige Aufzählung genügt durchaus, um das Charakteristische der Situation zu kennzeichnen.

rung des Wirkungsgrades der Energieumsetzung, die ebenfalls die gesamten Brennstoffkosten beeinflusst, bleibt in ihren Auswirkungen beschränkt. (Wesentlich

Tabelle I

	USA ¹⁾	UK ¹⁾	konventionell
Anlagekosten \$/kW mills/kWh:	220	390	120
kapitalabhängige Kosten	5,1	9,1	2,8
Brennstoffkosten	3,5... 5	2,5... 3	5,7... 7 ²⁾
Betrieb und Unterhalt	1 ... 2	1 ... 2	1 ... 2
	9,1...12,1	12,6...14,1	9,3...11,8

¹⁾ Bei den USA-Reaktoren sind BWR-, OMR- und PWR-Typen, bei den UK-Reaktoren nur Calder-Hall-Typen berücksichtigt.

²⁾ Basierend auf 2 400 kcal/kWh netto bei 6 000 h/Jahr. Wärmekosten DM 9,70 bis 12,30/10⁶ kcal, entsprechend Kohlenkosten von DM 65 bis 85/t Kohle mit 6 850 kcal/kg.

Der Anteil der kapitalabhängigen Kosten liegt für die amerikanischen Reaktoren bei 52...42%, für die englischen bei 72...65% und für das konventionelle Vergleichskraftwerk bei 30...23%, beträgt also für die nuklearen Kraftwerke die Hälfte der kWh-Kosten oder noch mehr. Diese Relation verschiebt sich zu noch größeren Werten, wenn bei den Anlagekosten auch die Bauzinsen berücksichtigt werden. Bei 6% Kapitalzinsen betragen diese für nukleare Werke mit 3½ Jahren Bauzeit etwa 10,5% und für konventionelle mit etwa 2½ Jahren Bauzeit rund 7,5% der Anlagekosten. Von der Einbeziehung weiterer zusätzlicher Aufwendungen, wie Landerwerb, Erschließungskosten usw., die vom Standort abhängen oder im Ermessen des Bauherrn liegen, sei hier abgesehen.

Unter Einschluß der Bauzinsen kann nun die obige Tabelle nochmals aufgestellt werden (Tabelle II).

anders liegt dieser Sachverhalt beim Kohlenkraftwerk mit seinem hohen Brennstoffanteil.)

Von überragender Bedeutung bei den nuklearen Anlagen sind die kapitalabhängigen Kosten, was eine Analyse dieser nahelegt. Sie wurde für vier Anlagen mit amerikanischen Reaktoren dreier verschiedener Typen und für drei Anlagen mit englischen Reaktoren vom Calder-Hall-Typ durchgeführt. Die Kraftwerkleistungen lagen zwischen 120 und 170 MWe. Die Tabelle III zeigt die gemittelten Werte, welche bei dieser Untersuchung gefunden wurden.

Die größten Abweichungen von der konventionellen Anlage weisen auf: der Bauteil, der Reaktor mit dem Primärsystem und den Wärmeaustauschern (beim Vergleich mit dem Kessel als konventionellem Dampferzeuger) und die Turbosätze. Die Gründe für die höheren Aufwendungen sind hauptsächlich bedingt durch

Tabelle II

	USA		UK		konventionell	
Anlagekosten	220		390		120	
Bauzinsen	23		41		9	
Gesamt \$/kW	243		431		129	
	mills kWh	%	mills kWh	%	mills kWh	%
Kapitalabhängige Kosten	5,7	56...45	10,0	74...67	3,0	32...25
Brennstoffkosten	3,5... 5	34...39	2,5... 3	19...20	5,5... 7	58...59
Betrieb und Unterhalt	1 ... 2	10...16	1 ... 2	7...13	1 ... 2	10...16
	10,2...12,7		13,5...15,0		9,5...12,0	

Naturgemäß haben zufolge des verschiedenen Gewichts der einzelnen Positionen Änderungen von Absolutbeträgen ganz verschiedene Auswirkungen. So beeinflussen selbst starke Preisvariationen einzelner Kostenpositionen im Brennstoffzyklus der nuklearen Anlagen das Gesamtergebnis nur geringfügig. Bringt zum Beispiel ein Rückgang des Brennstoffabbrandes um 10%, was sich auf die ganzen Brennstoffkosten auswirkt, eine Erhöhung der Kosten der kWh von rund 5%, so können die Fabrikationskosten der Elemente allein, die bei einer bestimmten US-Anlage etwa die Hälfte der Brennstoffkosten ausmachen, um 30% ansteigen, um die gleiche Auswirkung zu zeitigen. Selbst eine Verbesse-

die Neuheit der Reaktoren, welche — zumindest teilweise — noch mit erheblichen Anteilen der Entwicklungskosten belastet sind,

die Verwendung von speziellen Materialien, die hohen Anforderungen an die Sicherheit der Anlagen,

die vielseitigen und teils neuartigen Hilfseinrichtungen, die großen Abmessungen und Gewichte einzelner Komponenten,

den relativ niedrigen Gesamtwirkungsgrad (maximal 28%...30%).

Viele dieser angeführten Punkte werden auch weiterhin Anlaß zu einer berechtigten Kostendifferenz sein, die ja in einer begrenzten Höhe hingenommen werden kann und kompensiert wird durch die niedrigen Brenn-

erzeugungssystem vollumfänglich, während auch die Turbosätze und die elektrischen Anlagen (Eigenbedarf) wenigstens teilweise davon profitieren können. Eine Erhöhung des Wirkungsgrades hat zusammen mit ihrer

Tabelle III

	USA		UK		konventionell	
	\$/kW	%	\$/kW	%	\$/kW	%
Bauteil	38,5	17,5	73,3	18,9	25... 30	22,7... 21,6
Nukleares Dampferzeugungssystem	117,2	53,3	220,3	56,7	—	—
Kesselanlage	—	—	—	—	40... 50	36,4... 36,0
Turbosätze (einschließlich Vorwärmer, Kühlwasseranlagen)	44,2	20,1	48,6	12,5	32... 42	29,1... 30,2
Elektrische Anlagen (einschließlich Freiluftanlagen)	15,7	7,1	19,8	5,1	11... 13	10,0... 9,3
Sonstiges	4,4	2,0	26,4	6,8	2... 4	1,8... 2,9
	220,0		388,4		110... 139	
Bauzinsen	23,0		41,0		8... 10	
Gesamt	243,0		429,4		118... 149	

stoffkosten. Doch zeigt gerade der letzte der obigen Punkte eine Richtung, für eine erfolgreiche Weiterentwicklung bei gegebener Wärmeleistung des Reaktors; eine Verbesserung des Gesamtwirkungsgrades der nuklearen Zentrale, die durchaus im Bereich des Möglichen liegt, reduziert z.B. die spezifischen Baukosten und die spezifischen Aufwendungen für das nukleare Dampf-

schon erwähnten Einwirkung auf die Brennstoffkosten einen direkten Einfluß auf etwa 70% der gesamten Stromgestehungskosten der angenommenen Beispiele.

Die Erzielung höherer Wirkungsgrade wird somit bei den nuklearen Kraftwerken zu einem vordringlichen Postulat auf dem Weg zur wirtschaftlichen Energieerzeugung.

Die Kosten des baulichen Teiles von Kernkraftwerken

Von R. W. Guck, Baden, Schweiz

DK 725.198.003.2 : 621.039.57

Zusammenfassung: Für Kernkraftwerke von etwa 150 MW elektrischer Leistung werden spezifische Kennwerte ermittelt, wie sie schon für konventionelle Dampfkraftwerke bekannt sind. Auch bei den Kernkraftwerken liegen diese im Streubereich der konventionellen Werke oder knapp darüber, je nach dem verwendeten Reaktortyp.

Unter dem baulichen Teil von Kraftwerken werden alle baulichen Arbeiten im Zusammenhang mit der Errichtung des Kraftwerkes selbst verstanden. Insbesondere gehören also bei den nuklearen Zentralen dazu alle Hoch- und Tiefbauten für den Reaktor (einschließlich seiner Hilfsanlagen), für den konventionellen Kraftwerksteil (Maschinenhaus, Eigenbedarfsanlage, Schaltwarte, Kühlwasserversorgung, Verwaltung, Werkstätten, Lager) sowie Außenarbeiten innerhalb des Kraftwerksgeländes, wie Anlegung von Wegen, Kühlwasserkanälen, die gärtnerischen Arbeiten usw. Der Aufzählung entsprechend, bietet sich eine grobe Unterteilung der Kosten für die baulichen Aufwendungen in solche für den Nuklearteil der Anlage, ihren konventionellen Teil und in die zusätzlichen Kosten an.

Bei acht verschiedenen Angeboten für Kraftwerke von etwa 150 MW elektrischer Nettoleistung wurden die in globo angegebenen Baukosten näher untersucht. Es handelt sich bei den Werken A bis D um solche mit amerikanischen Reaktoren von drei verschiedenen Typen (BWR, OMR, PWR), die Werke E bis H besitzen je einen englischen Reaktor vom Calder Hall-Typ. Weiter wurde noch eine kleinere Kavernenzentrale (I) mit einem amerikanischen Reaktor in die Untersuchung einbezogen. Tabelle I gibt die Ausgangswerte an. Aus dieser Aufstellung geht lediglich hervor, daß die Gesamtaufwendungen für den baulichen Teil bei den

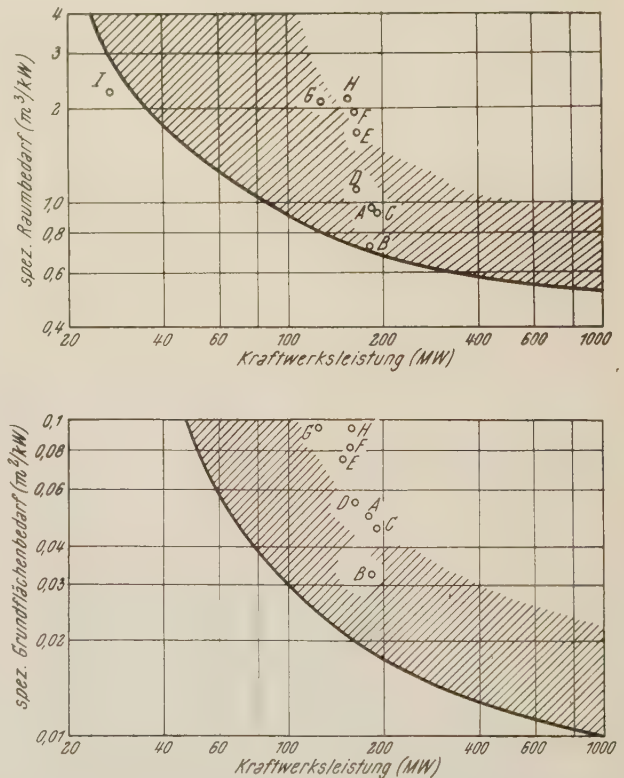


Abb. 1. Spezifische Baukennwerte von Kraftwerken (Untere Grenzkurve und Streubereich für konventionelle Dampfkraftwerke nach Schröder, „Große Dampfkraftwerke — Planung, Ausführung und Bau“, Berlin - Göttingen - Heidelberg: Springer. 1959)

Tabelle I. Ausgangswerte

	Kraftwerk								
	A	B	C	D	E	F	G	H	I
Leistung (MWe)	185	185	190	170	164	163	127	159	27,5
Baukosten (\$/kW)									
Nuklearteil	10,80	7,60	16,00	18,70	38,40	21,50	26,80	28,10	34,90
Konventioneller Teil	17,70	15,10	12,80	20,70	26,60	19,70	24,40	23,60	44,50
Stollen und zusätzliche Kosten ..	8,50	7,50	8,90	9,60	18,80	19,20	24,40	24,30	16,90
Total	37,00	30,20	37,70	49,00	83,80	60,40	75,60	76,00	114,00
% der Gesamtkosten des Kraftwerks (ohne Bauzinsen)	18,3	13,3	17,5	20,8	22,6	17,4	17,0		25,9

150-MW-Werken zwischen 17 und 22% der Anlagekosten ausmachen, während die Absolutbeträge selbst beträchtlich variieren. Dies gilt sowohl für die amerikanischen Reaktoren als auch für die Werke mit englischen Reaktoren. Betrachtet man aber das Verhältnis der drei Baugruppen zueinander, so finden sich Unterschiede

von beiden mit 31%/39%/15% ab, entsprechend den obigen Gruppen, wobei hier aber noch 15% für die zusätzlichen Zugangsstollen zu den Kavernen dazukommen.

Weiteren Aufschluß und allgemein gültige Werte gibt aber erst die Ermittlung des spezifischen Raum- und Grundflächenbedarfes in Tabelle II. Die Ergebnisse sind auf den Abb. 1 und 2 eingetragen. Die Abb. 1 zeigt auch die Kennwerte für konventionelle Kohlenkraftwerke mit einer unteren Grenzkurve und dem weiten Streubereich (entnommen aus dem Buch „Große Dampfkraftwerke — Planung, Ausführung und Bau“ von K. SCHRÖDER, Berlin-Göttingen-Heidelberg: Springer. 1959). Die Werke mit den amerikanischen Reaktoren fallen bei beiden Kurven in den Streubereich, während die mit englischen Reaktoren allgemein höher liegen, also aufwendiger sind, als jene. In Abb. 2 werden die ermittelten Kennwerte der einzelnen Anlagen nochmals graphisch miteinander verglichen.

Die Ermittlung der spezifischen Kennwerte läßt sich auch noch für den Nuklearteil und den konventionellen Kraftwerksteil getrennt durchführen, was in Tabelle III erfolgt. Die entsprechenden Werte für Anlage I enthält Tabelle IV.

Im Gegensatz zu den spezifischen Baukosten \$/kW schwanken bestimmte Kennwerte nur in einem relativ kleinen Bereich und können deswegen durchaus als typisch bezeichnet werden. Dies trifft vornehmlich für den spezifischen Raumbedarf zu, der mit 0,93 m³/kW als Mittelwert für die Anlagen A bis D (amerikanische Reaktoren) deutlich unter den 2,0 m³/kW der englischen Angebote liegt. Der größere Bauaufwand geht hauptsächlich zu Lasten des nuklearen Teils. Die amerikanischen Reaktoren benötigen hier im Mittel etwa 0,35 m³/kW, dagegen die englischen wegen der größeren Aufwendigkeit (kleinere spezifische Leistung) 1,14 m³/kW, also das dreifache Volumen. Im konventionellen Teil sind die englischen Anlagen auch aufwendiger geplant (0,86 gegen

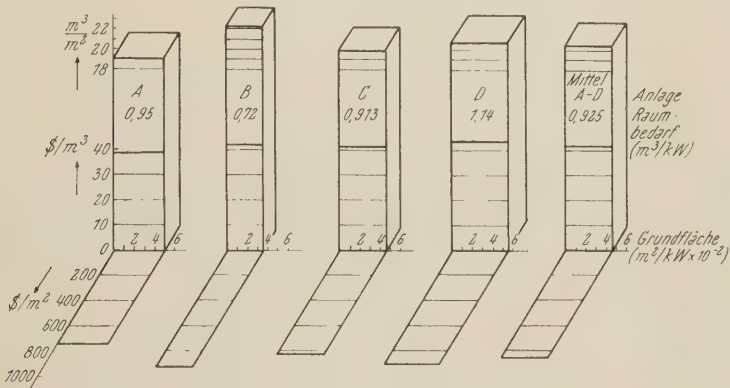


Abb. 2a. Spezifische Kennwerte der Kraftwerke A bis D (Amerikanische Reaktoren)

abhängig von den Reaktoren: Werke mit amerikanischen benötigen etwa 35% der Baukosten für den Nuklearteil und 43% für den konventionellen Teil und

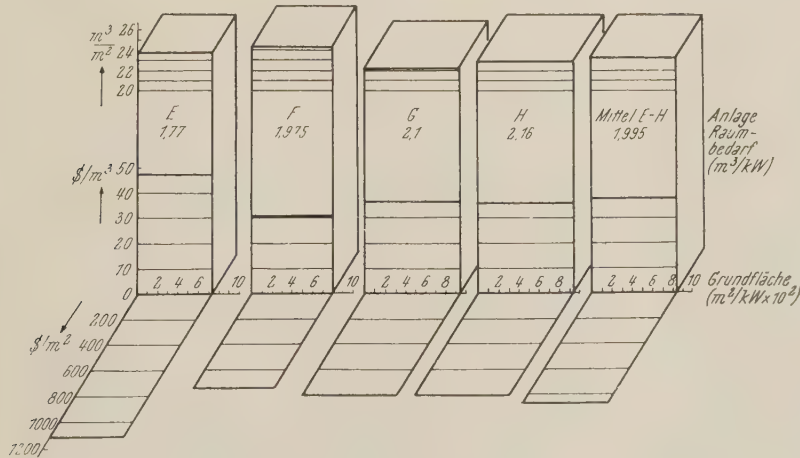


Abb. 2b. Spezifische Kennwerte der Kraftwerke E bis H (Reaktor vom Calder Hall-Typ)

rund 22% für zusätzliche Aufwendungen (jeweils gemittelt für die Kraftwerke A bis D); für die Werke mit englischen Reaktoren betragen die gleichen Verhältniszahlen rund 39%/32%/29%. Die Zentrale I weicht

0,57 m³/kW) und liegen um etwa 50% über den amerikanischen Angebotswerten. Die Baukosten pro Volumeneinheit weisen dagegen nur bei den Werken mit amerikanischen Reaktoren Unterschiede zwischen Nu-

Tabelle II. Raum- und Flächenbedarf des gesamten Kraftwerks

	Kraftwerk							
	A	B	C	D	E	F	G	H
Raumbedarf (m³ · 10³)	176,0	133,0	173,3	193,9	290,0	322,0	267,0	343,0
Spezifischer Raumbedarf (m³/kW) ..	0,95	0,72	0,913	1,14	1,77	1,975	2,1	2,16
Spezifische Kosten (\$/m³)	39,00	42,00	41,20	43,00	47,30	30,60	36,00	35,20
Grundflächenbedarf (m² · 10³)	9,2	6,0	8,76	9,27	12,2	13,2	12,0	15,05
Spezifischer Grundflächenbedarf (m²/kW)	0,05	0,035	0,046	0,055	0,074	0,081	0,095	0,095
Spezifische Kosten (\$/m²)	740	920	820	900	1125	745	800	805
m³/m²	19,1	22,2	19,8	20,5	23,8	24,4	22,2	22,8

klearteil und konventionellem Teil auf (Mittelwerte \$/kW 38,30 gegenüber 29,40), und sie liegen bei den englischen Reaktoren etwa auf der gleichen Höhe (\$/kW 25,20 und 27,60).

Der spezifische Flächenbedarf (bezogen auf die umbaute Grundfläche) hat naturbedingt die größere Streu-

lagen, Zugangsstollen und Außenanlagen zu unterscheiden, weswegen a priori gewisse Werte nicht ohne weiteres auf die anderen, die für Anlagen der Übertag-Bauweise gelten, übertragen werden dürfen. Erst die feinere Unterteilung der Tabelle IV schafft auch hier vergleichbare Werte, bei denen aber immer noch zu

Tabelle III. Spezifische Kennwerte für den Bauteil

	Kraftwerk							
	A	B	C	D	E	F	G	H
Nuklearer Teil:								
Baukosten (\$/kW)	10,80	7,60	16,00	18,70	38,40	21,50	26,80	28,10
m³ · 10³	65,0	34,5	79,0	77,5	160,0	187,0	148,0	200,0
m³/kW	0,352	0,187	0,415	0,456	0,965	1,15	1,165	1,26
\$/m³	30,60	40,60	38,60	41,00	39,80	18,70	23,00	22,30
m² · 10³	3,28	1,28	3,75	3,2	6,0	7,0	5,9	7,7
m²/kW	0,018	0,007	0,02	0,019	0,037	0,043	0,047	0,049
\$/m²	610	1080	808	995	1050	500	576	620
m³/m²	19,3	26,9	21,0	24,2	26,6	25,7	25,1	26,0
Konventioneller Teil								
Baukosten (\$/kW)	17,70	15,10	12,80	20,70	26,60	19,70	24,40	23,60
m³ · 10³	111,0	98,5	84,3	116,4	130,0	132,0	119,0	143,0
m³/kW	0,6	0,532	0,445	0,685	0,792	0,81	0,94	0,9
\$/m³	29,50	28,40	28,80	30,20	33,60	24,30	26,00	26,20
m² · 10³	5,92	4,72	5,01	6,07	6,2	6,2	6,1	7,35
m²/kW	0,032	0,026	0,026	0,036	0,038	0,038	0,048	0,046
\$/m²	553	592	485	580	704	518	510	510
m³/m²	18,80	20,80	16,90	19,20	21,00	21,30	19,50	19,50

ung und sollte deshalb nur zusammen mit der mittleren Bauhöhe m³/m² als Kriterium genommen werden, was ebenfalls aus den Tabellen und Abb. 2 hervorgeht. Die gleiche Aussage gilt auch für die spezifischen Baukosten pro Flächeneinheit.

Eine Sonderstellung nimmt bei dieser Betrachtung die Kavernenzentrale I ein. Bei ihr sind Kavernenan-

beachten ist, daß die Kraftwerksleistung nur etwa ein Sechstel derjenigen der anderen Werke beträgt. Insbesondere kann aber aus den Zahlen hier geschlossen werden, daß sich der Aufwand für die Anlegung einer Kavernenzentrale nicht wesentlich erhöht, was allerdings nur dank einer sehr sorgfältigen Planung und Projektierung möglich ist.

Tabelle IV. Spezifische Kennwerte für Kraftwerk I (27,5 MW)

	Gesamte Anlage	Nuclearer Teil	Konvent. Teil	Stollen	Kaverne allein (ohne Stollen)
Baukosten (\$/kW)	114,00	34,90	44,50	17,80	58,20
m³ · 10³	62,35	14,95	35,40	12,0	33,55
m³/kW	2,26	0,543	1,285	0,44	1,215
\$/m³	50,30	64,20	34,50	40,00	47,70
m² · 10³	5,64	1,16	3,1	1,38	1,97
m²/kW	0,206	0,042	0,114	0,05	0,072
\$/m²	555	828	395	348	810
m³/m²	11,5	12,9	11,4	8,7	17,0

Rundschau

Kernenergie

DK 621.039(43—15)

Atomindustrie und -wirtschaft in der Bundesrepublik Deutschland

Anlässlich der deutschen Industriemesse 1960 in Hannover, bei der 121 in- und ausländische Firmen der Atomindustrie ausstellten, erschien ein Sonderheft, das sich ausschließlich mit den Fragen der Atomindustrie und Atomwirtschaft in Deutschland befaßte. Derzeit herrscht zwar in Deutschland kein Energiemangel, aber für die Zukunft ist es wesentlich, daß sich ein Industriestaat jetzt schon mit Fragen der Kernenergie aktiv auseinandersetzt. In absehbarer Zeit werden ja für Deutschland sowohl die Konkurrenzfähigkeit auf fremden Märkten wie das Decken des Eigenbedarfes bedeutsam sein. Grundsätzlich sieht das deutsche Reaktor-Entwicklungsprogramm den Bau von Pilot-Plants vor, der gleichzeitig mit der Konstruktion von Kernkraftwerken bewährter ausländischer Bauart Hand in Hand gehen soll. Eine staatliche Förderung aller dieser Bestrebungen kann nur in Form einer „Stärkungs-“ geschehen, da die deutsche Bundesverfassung eine weitergehende staatliche Beteiligung an Kernenergie-Unternehmen (wie z.B. in Frankreich) nicht zuläßt.

Eine Atomindustrie im engeren Sinn gibt es freilich zur Zeit im Rahmen der deutschen Industrie noch nicht, sondern vorausschauende Firmen beteiligen sich an der Entwicklung in Form von Tochtergesellschaften oder durch eine neue Abteilung im Firmenverband selbst. Ein Produktionsschema, das grundsätzlich für jede vollständige Kernindustrie eines Landes verbindlich wäre, macht die Vielfalt der zu erstellenden wirtschaftlichen Leistungen klar:

1. Kernbrennstoffindustrie,
2. Kerntechnische Grundstoffindustrie,
3. Kerntechnische Spezialzulieferindustrie,
4. Bau von kerntechnischen Anlagen aller Art,
5. Betrieb und Nutzung kerntechnischer Anlagen,
6. Aufbereitungsindustrie,
7. Nukleare Energiewirtschaft,
8. Radioisotopenindustrie.

Bei der Besprechung der Atomindustrie irgendeines Landes ist allerdings zu beachten, daß die Grenze zwischen konventioneller und besonderer Entwicklung, konventioneller und besonderer Fertigung, sehr fließend ist. Man kann daher feststellen, daß eine wirtschaftlich gerechtfertigte Atomindustrie nur im Verband einer bereits vorhandenen, tragfähigen Gesamtindustrie in einem Land entstehen kann. Hier, wie in jedem jungen, sich rasch entwickelnden Arbeitsgebiet, sind alle Möglichkeiten zu begrüßen, die einen Ideenaustausch auf einer neutralen höheren Ebene zwischen den einzelnen Forschungs- und Entwicklungszentren fördern.

An Hand einer Zusammenstellung der strengen Forderungen des Reaktorerbauers an seine Lieferanten, sei es

hinsichtlich der Werkstoffeigenschaften oder der Funktion einzelner selbständiger Komponenten, kann man erkennen, wie schnell man beim Bau von Kernenergieanlagen an die Grenzen der Leistungsfähigkeit einer inländischen Industrie gelangen kann. Beispielsweise können Kernbrennelemente für Schiffsreaktoren zwar etwas teurer als die Normalausführungen für Kraftwerke sein, haben aber oft den einschränkend hohen Sicherheitsanforderungen zu genügen, die hier gestellt werden müssen. Für jene Reaktoren hat man das sogenannte „Pasten-Reaktor-Projekt“ geschaffen, bei welchem der Kernbrennstoff in Form einer Paste an einem geeigneten Trägerelement aufgebracht wird. Eine umfangreiche deutsch-englische Liste kerntechnischer Fertigungsgebiete und Fachausdrücke läßt den Umfang der neuen Industrie abschätzen.

Das deutsche Programm umfaßt vier Unterprogramme:

1. das 500-MW-Programm (Entwicklung und Bau von fünf Reaktor-Prototypen),
2. das Programm zur Entwicklung von Reaktoren für Schiffsantriebe,
3. die Errichtung von Kernkraftwerken mit ausländischen Reaktoren erprobter Bauart,
4. die Förderung einer kerntechnischen Zulieferindustrie.

Die Gesamtkosten dieser Entwicklung werden auf rund 15 000 Mill. S geschätzt. Von öffentlicher Seite kann die Wirtschaft jedoch nur mit folgenden Finanzierungshilfen rechnen:

1. rückzahlbare Darlehen für die Planungskosten,
2. Investitionsmittel für den Bau,
3. Beteiligung des Bundes an den Gesamtverlusten bei dem Betrieb eines Kernkraftwerkes.

Allerdings hat sich in den letzten Jahren gezeigt, daß die Aufwendungen der Länder im ganzen durchaus vergleichbar mit jenen des Bundes gewesen sind.

Prüfverfahren für Kernreaktoren auf deren Sicherheit sind durch das Atomgesetz vorgeschrieben und werden nach einem festen Schema in Vorprüfung, Bauprüfung und Abnahmeprüfung von der Landesbehörde in Zusammenarbeit mit dem Technischen Überwachungsverein Köln durchgeführt. Eine Zusammenstellung der einzelnen Prüfvorschriften für Werkstoffe und für den Bau gibt einen Einblick in diese Arbeit, wiewohl von deutscher Seite selbst zugegeben wird, daß auch die jetzige umfangreiche Regelung bloß als erster Ausgangspunkt für ein zu erstellendes Vorschriftenwerk angesehen werden kann.

Das Sonderheft gibt einen guten Einblick in die deutschen Pläne und Verhältnisse. Es zeigt, daß man zwar den Optimismus des Jahres 1955 nicht mehr hat, aber heute richtiger sowohl die große Zukunft der Kernenergie, wie auch die Belastung des Staates und der Wirtschaft bei der Entwicklung einer Atomindustrie und -wirtschaft abschätzen und voraussagen kann.

(Atomwirtschaft, 5. Jg. [1960], Nr. 4, S. 149 ... 174.)

F. BOLHAR

Vorschriften und Normen

DK 621.312-213.44 : 621.369 : 644.1 : 389.64(436)

Neue Vorschriftenentwürfe

Die Fachausschüsse E „Errichtung und Betrieb elektrischer Anlagen“ und V „Elektrische Verbrauchs- und Installationsgeräte“ haben je einen neuen Entwurf als Teil der künftigen österreichischen Vorschriften ausgearbeitet.

ÖVE-E 70/2. Entwurf September 1960 und E 71/2. Entwurf September 1960; Schlagwetter- und explosionsgeschützte elektrische Betriebsmittel

(Zur Zeit gilt noch VDE 0170/IV. 44, 0170 K/X. 44, 0171/IV. 44 und 0171 K/X. 44.)

Der vorliegende, vollkommen neu bearbeitete Vorschriftenentwurf trägt der technischen Entwicklung und den Erkenntnissen des Explosions- und Schlagwetterschutzes Rechnung. Er berücksichtigt die internationale Vorschriftenlage und im besonderen den neuen Stand der VDE-Vorschriften weitgehendst. Er beinhaltet die Vorschriften, die zusätzlich bei Schlagwetter- und Explosionsschutz für elektrische Betriebsmittel zu beachten sind.

ÖVE-V 41/2. Entwurf April 1960; Elektrowärmegeräte für den Hausgebrauch und ähnliche Zwecke

(Zur Zeit gilt noch VDE 0720/II.43 samt Zusätzen in Runderlaß Nr. 2 und 5 des Bundesministeriums für Handel und Wiederaufbau.)

Der vorliegende Entwurf berücksichtigt den letzten Stand der technischen Entwicklung bei den Elektrowärmegegeräten für den Haushalt. Er wurde in Anlehnung an die CEE-Publikation Nr. 11 und die neuesten VDE-Vorschriften ausgearbeitet, um auch den neuesten wirtschaftspolitischen Entwicklungen Rechnung zu tragen.

Die Entwürfe sollen in Kürze dem Bundesministerium für Handel und Wiederaufbau zur Inkraftsetzung vorgelegt

werden. Es erscheint jedoch wünschenswert, vorher die Stellungnahmen der Interessenten einzuholen. Da der Österreichische Verband für Elektrotechnik nur über eine beschränkte Anzahl von Entwürfen verfügt, werden die Interessenten, ersucht, die gewünschten Vorschriftenentwürfe schriftlich oder fernmündlich im Sekretariat des ÖVE (Fernruf 57 63 73 Serie) anzufordern. Stellungnahmen und Einsprüche sind bis 15. Dezember 1960 an den Österreichischen Verband für Elektrotechnik (Elektrotechnischer Verein Österreichs), Vorschriftenstelle, Wien I, Eschenbachgasse 9, zu richten.

Verbandsmitglieder erhalten auf Wunsch je ein Exemplar der sie interessierenden Entwürfe kostenlos, für weitere Abzüge und für die Ausgabe an Nichtmitglieder wird eine Schutzgebühr in der Höhe von S 5.— eingehoben.



Mitteilungen der Elektrotechnischen Versuchsanstalt

Wien III, Arsenal-Objekt 221, Fernsprecher 65 36 66

Übergabefeier und Vorführung bedeutender neuer Anlagen in der ETVA

Der Ruf nach großzügiger Förderung der technischen Entwicklung ist während der letzten Jahre in Österreich bereits zu einem öffentlichen Anliegen geworden.

Es darf daher mit Befriedigung vermerkt werden, daß in unserem Land nun außer der viel gewürdigten Eröffnung und Einweihung des Reaktorzentrums Seibersdorf in einer weiteren großen zentralen Versuchsstätte für ein vordringlich wichtiges Fachgebiet große Neuanlagen festlich

und Fachleuten aller Stellen, die an der Elektrotechnik und an deren Versuchszentrum Anteil haben. Es war ein wahrhaft festliches Auditorium, für das die Plätze des schönen Vortragssaales der Anstalt nicht einmal zur Hälfte ausreichten, so daß die anschließende Hochspannungshalle zu Hilfe genommen werden mußte. Herr Bundesminister Dr. Bock hatte seine Teilnahme zugesagt, war aber unvorhergesehen verhindert. Seine Grüße überbrachte Herr Min.-Rat Dipl.-Ing. F. GRILL. Er betonte die Notwendigkeit einer engen Zusammenarbeit der Wirtschaftskreise mit der Anstalt, während ihr Leiter, Herr OBR. Dipl.-Ing. J. PENKLER, das Vertrauen in die Sache der ETVA als Hauptanliegen darlegte.

Im Programm wurden Reden zugunsten von fachlichen Kurzvorträgen, von Führungen und Vorführversuchen weggelassen. Das Erreichte, die beachtenswerten Spitzenleistungen der heimischen Elektroindustrie in den Anlagen der Anstalt, und das vorhandene Ausbaupotential bildeten dieserart das Kernstück der Feier.

Die Übergabe der Neuanlagen durch die Herstellerfirmen an die Bundesgebäudeverwaltung II als auftraggebende Stelle und an die ETVA als Benützer erstreckte sich auf in Österreich bisher fehlende Versuchsmöglichkeiten, und zwar auf:

1) Das erweiterte Versuchsfeld für elektrische Maschinen und Apparate

Es enthält Prüfplätze mit Steuerpulten und Aufspannroste in einer Halle und verfügt über verschiedenste Stromarten bei hohen Leistungen. Besonderheiten sind ein Kreuzschienenverteiler mit Preßkontakten für 1 kA, 1 kV, der der einzige seiner Art in Österreich sein dürfte, und elektrodynamische Leistungswaagen bis zu 400 kW. Abb. 1 zeigt diese Ausrüstungen, die von Siemens & Halske erstellt wurden. Vorgeführt wurde das Arbeiten auf dem Prüfstand.

In dem zugehörigen Kurzvortrag führte Herr Dir. Bau- rat h. c. Dr.-Ing. SKALICKY aus, daß die vielseitige Verwendbarkeit, die für eine Versuchsanstalt gegenüber Einrichtungen von Werksprüffeldern notwendig ist, besondere Lösungen erfordere. Er berichtete, daß seine Firma für die ETVA auch den Stoßspannungsgenerator und die Warte des Versuchsfeldes für Hochspannung erstellte und von Anfang an Anteil an der Errichtung der ETVA genommen hat. Er wies weiters darauf hin, daß das wichtige Vorhaben, ein Versuchsfeld für Hochleistung zu schaffen, an Bedeutung erheblich einbüßen würde, wenn es nicht ehestens begonnen würde.



Abb. 1. Das Versuchsfeld für elektrische Maschinen und Apparate mit Steuerpult und großem Kreuzschienenverteiler

übergeben und vorgeführt wurden. Leistungsfähige Versuchsmöglichkeiten sind doch die erste Voraussetzung um technisch-wissenschaftliche Forschung und industrielle Entwicklung überhaupt betreiben zu können.

Daß die Atomtechnik und die Elektrotechnik in unserem Zeitalter, das von beiden geprägt wird, besonderer Förderung bedürfen, steht in Fachkreisen außer Zweifel, ebenso, daß beide Gebiete wesentlich auf Versuche, Erprobungen, Untersuchungen und Prüfungen angewiesen sind. Es ist sehr anerkennenswert, daß auch die leitenden öffentlichen Stellen dafür aufgeschlossen sind. Reaktorzentrum und Bundesversuchsanstalt ETVA sind fortschrittliche österreichische Großtaten!

Die Übergabefeier am 21. September 1960 in der ETVA vereinigte eine sehr große Anzahl von Persönlichkeiten

2) Eine Anlage für Schaltleistungsversuche bis 40 MVA

Sie gliedert sich in hochspannungsseitige Spezialschalter (Sicherheitsschalter, Draufschalter), einen Raum mit kurzschlußfesten Transformatoren, eine Versuchshalle mit Prüfschleife und einstellbaren Impedanzen, eine Warte, einen Oszillographenraum mit Dunkelkammer sowie in einen Lebensdauerprüfraum für Schaltgeräte und Schalterteile. Die

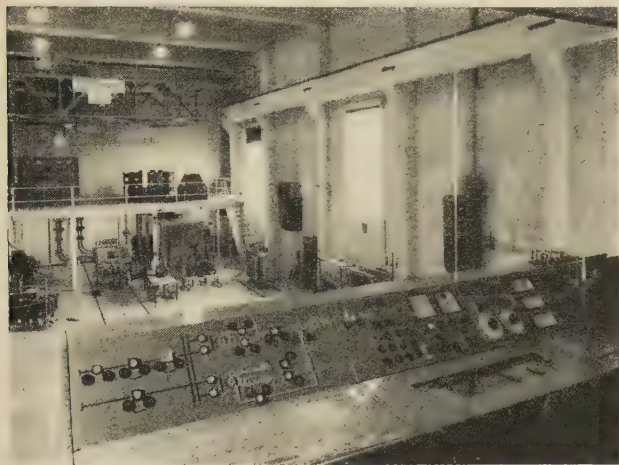


Abb. 2. Anlage für Schaltleistungsversuche bis 40 MVA, links im Hintergrund die Prüfschleife, im Vordergrund, rechts, Steuerpult und elektrischer Kurzschlußauslösevorrichtung

Anlage wurde von den Österreichischen Brown-Boveri-Werken geplant und errichtet. Einen Blick in das Versuchsfeld vermittelt Abb. 2. Vorgeführt wurde eine Kurzschlußabschaltung mit einem großen Überstromschalter.

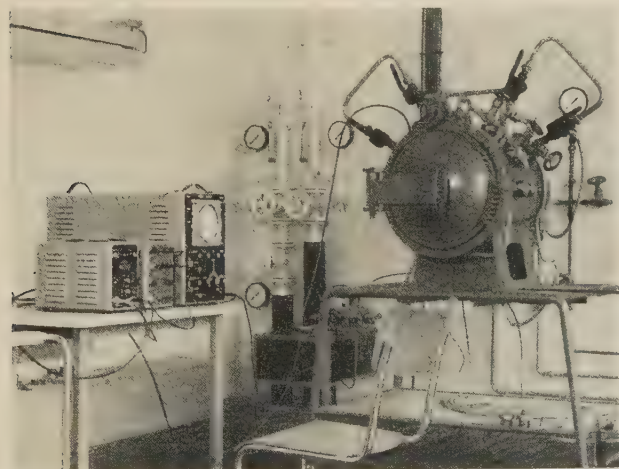


Abb. 3. Einrichtung des Versuchsfeldes für Schlagwetter- und Explosionsschutz mit Druckgefäß für Zünddurchschlagsversuche und oszillographische Druckmessungen

Der Kurzvortrag dazu von Herrn Doz. Dr. RIEDER hatte die Bedeutung von Versuchen für den Bau von Schaltgeräten zum Gegenstand. Der Vortragende legte dar, weshalb man im Schalterbau nicht wie bei Maschinen oder Umspannern sich auf Hochschulwissen, Literatur und Berechnungsunterlagen stützen kann, sondern daß vielmehr durch Entwicklungsvorversuche und Erprobungsversuche die Lösungen in wohl ausgerüsteten Versuchsfeldern hoher Leistungsfähigkeit erarbeitet werden müssen. Auf dem Gebiet der Schalter hat auch eine neutrale staatliche Prüfstelle ganz besondere Bedeutung für die Wirtschaft.

3) Das Versuchsfeld für Schlagwetter- und Explosionsschutz

Es besteht aus einem Versuchsgebäude mit Montage- und Versuchsraum und aus einem Versuchsgelände. Die Ausrüstungen umfassen 2 druckfeste Gefäße für Zünddurchschlagversuche, Gas-Misch- und Prüfeinrichtungen sowie viele Meß- und Hilfsausrüstungen. Abb. 3 zeigt den Versuchsraum. Vorgeführt wurde ein Zünddurchschlagversuch mit oszillographischer Druckmessung.

Herr Dr.-Ing. WAGNER behandelte in seinen Erläuterungen die sicherheitstechnische Bedeutung des Versuchsfeldes

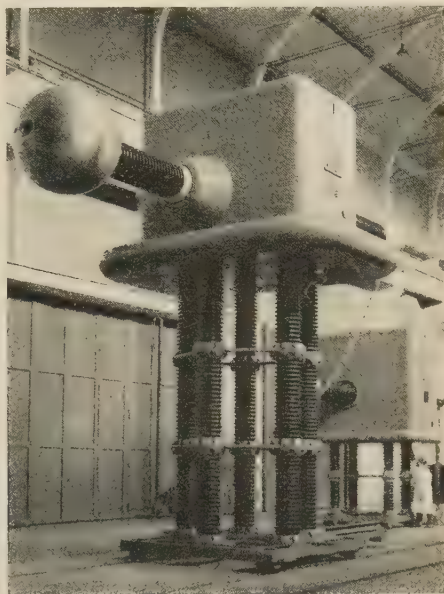


Abb. 4. Prüfumspannerkaskade für 1,2 MV

für das gefährliche Gebiet des Schlagwetter- und Explosionsschutzes sowie die Vorteile für die Wirtschaft. Er betonte die Notwendigkeit neuer österreichischer Vorschriften und einer strengen Ordnung des Prüfwesens. Schließlich

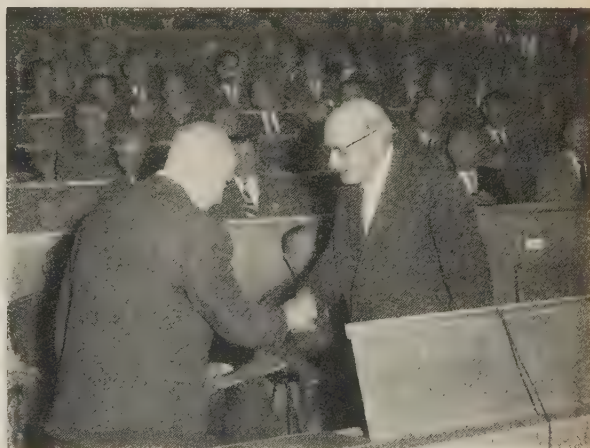


Abb. 5. Herr Gen.-Dir. Dr. Widdmann übergibt die Prüfumspannerkaskade Herrn Baudirektor Dipl.-Ing. Mahofsky

wies er darauf hin, daß die physikalischen Vorgänge bei Explosionen nicht einfach sind, und daß das Versuchsfeld daher auch zu Untersuchungen und Klärungen wie auch für industrielle Entwicklungen gute Dienste leisten kann.

Für die Prüfungen ist der staatliche Charakter der Prüfstelle ausschlaggebend. Die Prüfungen selbst werden durch den Arbeitskreis der ETVA mit dem TÜV abgewickelt.

4) Die Oberstufe der Prüfumspannerkaskade für 1,2 MV

Diese rund 8 m hohe und dennoch fahrbare Höchstspannungsausrüstung mit vielseitiger Verwendungsmöglichkeit wurde im Betrieb mit voller Spannung vorgeführt. Weitere Versuche zeigten das geringe Glimmen eines Vierer-Bündels für Höchstspannungsfreileitungen im Vergleich zu einem Einfachseil sowie Entladungserscheinungen an einer

großen Isolierplatte. Der Kaskadenumspanner wurde vom Werk Stadlau der ELIN-UNION gebaut und von Herrn Dipl.-Ing. KARL GRABNER in einem Kurzvortrag erläutert (Abb. 4).

Den Schluß der Feier bildete der Übergabeakt, bei dem die Herren Dir. Baurat h. c. Dr.-Ing. M. SKALICKY, Dir. Dipl.-Ing. A. FRITZ und Herr Gen.-Dir. Dr. K. WIDDMANN (Abb. 5) mit Wünschen für ein erfolgreiches Arbeiten der ETVA und für eine baldige Errichtung des Versuchsfeldes für Hochleistung die Lieferungen ihrer Firma an Herrn Baudirektor Dipl.-Ing. MAHOFSKY übergaben, der sie dann der ETVA formell übertrug.

Persönliches

Gustav Adolf Schwaiger — 70 Jahre

DK 621.396.97.007 : 92 Schwaiger

Prof. Dr. phil. SCHWAIGER, dessen Verdienste für die österreichische Wissenschaft, Technik und Wirtschaft anlässlich der 75-Jahrfeier des Elektrotechnischen Vereins Österreichs durch die Verleihung der Goldenen Stefan-Ehrenmedaille ihre verdiente Auszeichnung erfuhren¹⁾, feierte am 29. September ds. Js. seinen 70. Geburtstag. Für die älteren Radiotechniker ist sein Name gleichbedeutend mit dem, was in der Rundfunktechnik Pionierarbeit und Fortschritt bedeutete.

Seine Arbeiten auf rundfunktechnischem Gebiet gehen auf die Zeit vor Gründung des offiziellen Österreichischen Rundfunks zurück. Zu Ried im Innkreis geboren, studiert Schwaiger, nach Absolvierung des Gymnasiums Kremsmünster, Mathematik und Physik an der Universität Wien. Gemeinsam mit Professor ETTERICH war er Assistent und Mitarbeiter des berühmten Prof. LECHER, dem Erfinder der Paralleldrahtleitung. 1920 übernimmt er am Technologischen Gewerbemuseum in Wien eine Professur für Mathematik und Physik und wird 1922 Leiter der 1914 von Exzellenz Dr. EXNER gegründeten Versuchsanstalt für Radiotechnik am TGM.

Als Leiter der Versuchsanstalt ist er maßgeblich an den ersten Sende- und Empfangsversuchen der Telegraphie- und Telephoniestation des TGM beteiligt. Durch seine Initiative wird 1923 der Firma Czeija, Nissl & Co. die Benützung der großen Antennenanlage des TGM für Rundfunk-Sendeversuche ermöglicht, so daß die zunächst vom Fabriksgebäude der Firma Czeija, Nissl & Co. aufgenommenen Sendungen mit großen Reichweiten erfolgen können. Der vom jungen Ingenieur KORON, jetzt techn. Direktor der Firma, gebaute 100-W-Mittelwellensender „RADIO-HEKAPHON“ wird in ganz Mitteleuropa gut gehört.

Am 1. Oktober 1924 wird Schwaiger technischer Direktor der neuen österreichischen Radio-Verkehrs-A.G. „RAVAG“ und bleibt es bis zur Auflösung dieser Gesellschaft im Jahre 1938. Seine Arbeiten bei der RAVAG sind, um mit seinen eigenen Worten zu sprechen, auf das Ziel ausgerichtet, die

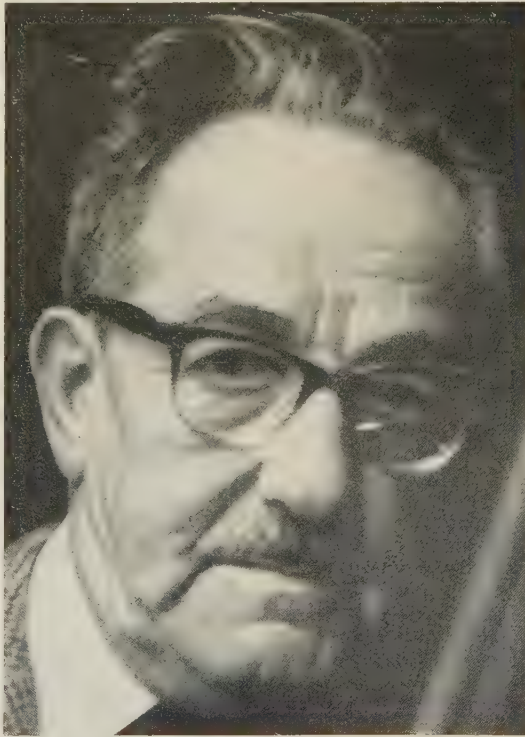
Erkenntnisse der Wissenschaft in die Praxis umzusetzen und in die Technik einzuführen. Im Sinne dieser Zielsetzung sorgt er, in der Erkenntnis, daß auf Gebieten, die Neuland sind, nur dann ein Fortschritt erzielt werden kann, wenn die Probleme zunächst systematisch erforscht werden, für die Schaffung eines gut eingerichteten Laboratoriums für Hoch- und Niederfrequenztechnik. Viele der geleisteten Arbeiten finden auch im Auslande Anerkennung. Markante

Beispiele dieser Pioniertätigkeit sind unter vielen anderen die erstmalige Verwendung selbststrahlender Stahlmaste (alter Großsender Bisamberg), Planung und Bau des Funkhauses Wien-Argentinierstraße, das viele Jahre hindurch als das modernste in Europa galt.

Während des zweiten Weltkrieges wird Schwaiger für die Bearbeitung verschiedener Spezialaufgaben herangezogen, u. a. ist er mit der Leitung des Frequenzmeßzentrums in Brüssel betraut. Nach dem Kriege widmet sich Schwaiger, in Fortsetzung seiner seinerzeitigen akustischen Arbeiten, der Raum- und Bauakustik und beteiligt sich an der Gründung eines entsprechenden Unternehmens. Aus der Fülle dieser Arbeiten sei die Planung und Beratung in bau- und raumakustischen Belangen folgender Bauten erwähnt: Parlament Ankara, Wiederaufbau Burgtheater und Staatsoper Wien, neues Festspielhaus Salzburg.

Bei denen, die Schwaiger näher kennen, gilt der Jubilar als gütiger Mensch mit seltener Bescheidenheit und Zurückhaltung, der aber mit großem Mut auch an schwierige Aufgaben herangeht. Sein Vorhaben, neben der reinen Wissenschaft auch die technische Nutzung im Auge zu behalten, hat bisher reiche Früchte getragen. Will man die Leistungen von Pionieren, zu denen Schwaiger zweifellos zu zählen ist, richtig bewerten, muß man die Tatsache bedenken, daß viele Forschungen und Versuche zunächst ohne Grundlagen und oft nur mit einfachen Hilfsmitteln möglich sind.

Mögen Herrn Prof. Schwaiger noch viele Jahre erfolgreicher Tätigkeit zu seinem und zum Nutzen seiner Heimat beschieden sein.



¹⁾ E und M, 75. Jg. (1958), H. 14, S. 448.

Eingelange Bücher und Schriften

I. T. K. — Internationale Technische Kurzauszüge

Die von der Europäischen Produktivitäts-Zentrale monatlich gesammelten, bearbeiteten und herausgegebenen „Technical Digests“, das sind Kurzauszüge von für die Industrie wichtigen Beiträgen aus europäischen und amerikanischen Zeitschriften, sind stets, ganz besonders auch in Österreich, gerne gelesen worden. Sie stellen eine gute aber wenig Zeit beanspruchende Information über im Ausland erreichte Entwicklungen und Ergebnisse dar und verlangen weder die Kenntnis der Fremdsprache noch der Fachausdrücke in dieser Sprache.

Das Österreichische Produktivitäts-Zentrum hat diese Digests schon verschiedentlich veröffentlicht, gibt aber jene, die besonders Anlage und Einrichtungen von Werkstätten und Fabriken, Lagerung von Material und Produkt, innerbetrieblichen Materialtransport, Verpackung, Arbeitsverfahren und „Kleine Automation“ — Instandhaltung der Arbeitsmittel und brauchbare neue Ideen betreffen und daher das Interesse aller Sparten der Industrie finden, als I. T. K. — Internationale Technische Kurzauszüge heraus. Die I. T. K.

erscheinen ab Juli 1960 als vervielfältigte und mit Abbildungen versehene Zeitschrift.

Der Preis des Einzelheftes beträgt S 10,—, jener eines Jahresabonnements (12 Hefte) S 110,—.

Kupplungs-Atlas 1960. Von F. W. LOHR, 1. Auflage, 74 Seiten mit etwa 300 Abbildungen und Zeichnungen. Ludwigsburg/Württ.: A. G. T.-Verlag. Preis DM 8,80.

Wie aus dem Untertitel des Kupplungs-Atlas 1960 hervorgeht, ging es dem Verfasser weniger darum, eine „Theorie der Kupplungen“ zu verfassen als vielmehr ein brauchbares Handbuch zu schaffen, das erstmalig eine zusammenfassende Übersicht der auf dem deutschen Markt befindlichen Kupplungen sowie die letzten Neuerscheinungen bringt. Die eingangs vorangestellte Gliederung gibt eine klare und synoptische Darstellung über das komplexe Gebiet der Kupplungstechnik. Zahlreiche Abbildungen und vor allem Schnittbilder unterstützen den knapp gefaßten Text. Der Hersteller-Nachweis im Anhang gibt eine übersichtliche Darstellung der verschiedenen Herstellerfirmen und ihres Kupplungsprogramms.

Mitteilungen

Eröffnung des Reaktorzentrums Seibersdorf

Am 29. September 1960 wurde das erste Reaktorzentrum Österreichs feierlich eröffnet.

Nach einleitenden Worten des Präsidenten des Aufsichtsrates der Studiengesellschaft für Atomenergie, Dr. STAHL, nahm Erzbischof Dr. KÖNIG die feierliche Weihe des Reaktors vor. Es sprachen dann der Landeshauptmann von Niederösterreich STEINBÖCK, der Vizepräsident der Stu-

diengesellschaft Generaldirektor LASCHTOWICZKA der Firma Wagner-Biró für die am Bau beteiligten Firmen, der Generaldirektor der IAEÖ, STERLING COLE, der wissenschaftliche Leiter, Prof. SELIGMAN (IAEO), der Vertreter der amerikanischen Lieferfirma AMF, ELLIOT, der ständige USA-Delegierte bei der internationalen Atombehörde, Botschafter PAUL F. FOSTER, Bundeskanzler Ing. JULIUS RAAB und Bundespräsident Dr. ADOLF SCHÄRF dankten in ihren Reden den Initiatoren und Mitarbeitern an diesem Projekt und

- 1 Erdgeschoß
- 2 Mittelgeschoß
- 3 Obergeschoß
- 4 Kran
- 5 Schaltwarte
- 6 Wassertank
- 7 Reaktorkern
- 8 Strahlrohr
- 9 Thermische Kolonne
- 10 Obere Heiße Zelle
- 11 Untere Heiße Zelle
- 12 Verbindungskanal
- 13 Trockene Gamma-Bestrahlungskammer

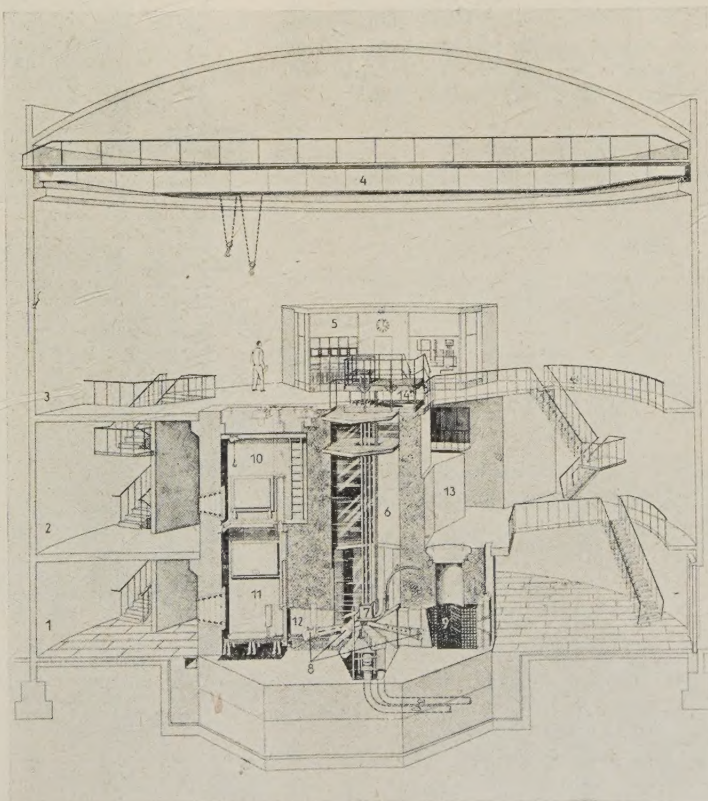


Abb. 1. Der „ASTRA“-Schwimmbecken-Reaktor Seibersdorf

sprachen der amerikanischen Firma AMF, die die bauliche Leitung der Anlage übernommen hatte sowie den österreichischen Industrieunternehmen und sämtlichen Wissenschaftlern und Ingenieuren, die an dem Bau teilgenommen hatten, ihre Anerkennung aus. Bundespräsident Dr. Adolf Schärf setzte sodann den Reaktor in Betrieb.

Nach der Inbetriebnahme des Reaktors ergriff der Geschäftsführer der Studiengesellschaft, Dr. SPANN, das Wort.

Im Anschluß an die Eröffnung konnte der Reaktor besichtigt werden. Das Herz des Reaktorzentrums in Seibersdorf bildet der von der American Machine and Foundry Company gelieferte ASTRA-Forschungsreaktor, an den sich eine Reihe von Laboratorien und Nebenanlagen für die verschiedensten wissenschaftlichen Forschungsgebiete anschließen. Die Abkürzung ASTRA heißt in der vollen Bezeichnung „Adaptierter Schwimmbecken-Tank-Reaktor Austria“. Seine gegenwärtige Leistungsfähigkeit kann erhöht werden und entspricht genau den Anforderungen des österreichischen Atomforschungsprogramms.

Der Reaktor in Seibersdorf gehört zu den wissenschaftlich fortgeschrittensten Forschungseinheiten, die zur Zeit auf der Welt existieren.

Unsere Zeitschrift hat dem Reaktor in Seibersdorf bereits im vergangenen Jahr ein umfangreiches Sonderheft (76. Jg. [1959] H. 12) gewidmet, dem nähere Einzelheiten über den Aufbau des Reaktors, der angeschlossenen Laboratorien sowie den Zweck des Reaktors entnommen werden können.

Vorträge im ÖVE

9. November 1960: Vortrag des Herrn Obering. H. GUTMANN (AEG Austria G.m.b.H., Wien) über: „**Vielseitige Aufgaben für neuzeitliche Distanzrelais**“. Zeit: 18.00 Uhr c.t. — Ort: Wien I, Eschenbachgasse 9, II. Stock, Großer Saal.

16. November 1960: Vortrag des Herrn Dipl.-Ing. JOHANN WANTKE (ELIN-UNION, Wien) über: „**Die Grundlagen der druckfesten Kapselung für schlagwetter- und explosionsgeschützte Geräte**“. Zeit: 18.00 Uhr c.t. — Ort: Wien I, Eschenbachgasse 9, II. Stock, Großer Saal.

Internationale Diskussionstagung über Kernkraftwerke vom 27. bis 29. April 1960 in Wien

Veranstalter:

Gen.-Dir. Dipl.-Ing. F. Hintermayer, Vorsitzender des Vorstandes der Österreichischen Elektrizitätswirtschafts-AG.
Min.-Rat Dipl.-Ing. Dr. techn. A. Koci, Präsident des Österreichischen Verbandes für Elektrotechnik.
O. Prof. DDDr. Dr.-Ing. h. c. H. Sequenz, Vorsitzender des Ausschusses für die friedliche Verwendung der Atomenergie der Technischen Hochschule Wien.

Arbeitsausschuß:

Dipl.-Ing. Dr. techn. F. Bolhär, Fachreferent im Bundesministerium für Handel und Wiederaufbau.
Dr. rer. nat. W. Kunz, Fachreferent für Atomfragen in der Österreichischen Elektrizitätswirtschafts-AG.
Dipl.-Ing. F. Smola, Generalsekretär des Österreichischen Verbandes für Elektrotechnik.

Diskussionsleiter:

1. Tag, 27. April 1960: Dr. H. Grumm, Reaktor-Interessengemeinschaft, Wien.
2. Tag, 28. April 1960: Dipl.-Ing. A. Setzwein, Brown, Boveri & Cie. AG, Mannheim.
3. Tag, 29. April 1960: Dipl.-Ing. Dr. techn. W. Erbacher, Österreichische Elektrizitätswirtschafts-AG, Wien.

Autoren der Hauptreferate:

Harde, R., Dr., INTERATOM G.m.b.H., (22c) Bensberg (Köln) Altes Schloß, B.R.D.
Hartnell-Beavis, M.C., General Electric Comp., Erith/Kent, England.
Kornbichler, H., Dr.-Ing., Dr. rer. nat. H. J. Bruchner und Dipl.-Phys. E. Fischer, AEG, Abt. Kernenergieanlagen, Frankfurt am Main-Süd 10, AEG-Hochhaus, B.R.D.
Polak, Henri, Dir., R. J. Beeley, J. Renard und E. G. Lowell, ATOMICS INTERNATIONAL, 29, rue de la Coulouvrenière, Genf, Schweiz.
Schabert, Hans-Peter, Dipl.-Ing., Siemens-Schuckertwerke AG, Reaktor-Entwicklung, (13a) Erlangen, Schillerstraße 62, B.R.D.

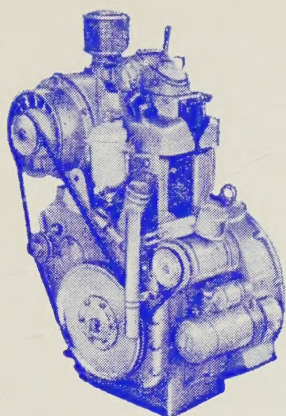
Autoren der Kurzreferate:

Guck, Rudolf W., Dr.-Ing., Aktiengesellschaft Brown, Boveri & Cie, Baden (Schweiz).
Marguerre, F., Gen.-Dir. i. R., Prof. Dr. Dr.-Ing. h. c., Baden-Baden, Bernardstraße 44, B.R.D.
Melan, Herbert, o. Prof. Dr., †, Technische Hochschule Wien, Wien IV, Getreidemarkt 9.

Diskussionsteilnehmer:

Bauer, Leopold, Dr., ÖEWAG, Wien.
Beck, Peter W., Dipl.-Ing., GENERAL ELECTRIC, Erith/Kent, England.
Bers, K., Dipl.-Ing., BEWAG, Berlin.
Binzer, Walter, Dipl.-Ing., ELIN-UNION, Wien.
Blösch, Rupert, Dr., Gebr. Böhler, Kapfenberg.
Bolhär, Ferdinand, Dipl.-Ing. Dr. techn., BM. f. H. u. W., Wien.
Bruchner, H. J., Dr. rer. nat., AEG, Kernenergieanlagen, Frankfurt/Main.
Edwin, Kurt, Dipl.-Ing. Dr. techn., Österr. Draukraftwerke AG, Klagenfurt.
Erbacher, Wilhelm, Dipl.-Ing. Dr. techn., ÖEWAG, Wien.
Faris, Dr., INTERATOM, Bensberg.
Fischer, E., Dipl.-Phys., AEG, Kernenergieanlagen, Frankfurt/Main.
Fischern, von, Dipl.-Ing., Siemens-Schuckertwerke AG, Erlangen.
Frank, Wilhelm, S. R. Dipl.-Ing. Dr. techn., Bundesministerium für Handel und Wiederaufbau, Wien.
Gnam, Erich, Dipl.-Ing., M.A.N., Nürnberg.
Grumm, Hans, Dr., Reaktor-Interessengemeinschaft, Wien.
Guck, Rudolf W., Dr.-Ing., AG Brown, Boveri & Cie., Baden/Schweiz.
Hacker, Dir., VÖEST, Linz.
Harde, R., Dr., INTERATOM, Bensberg.
Hartnell-Beavis, M. C., General Electric, Erith/Kent, England.
Hintermayer, Franz, Gen.-Dir. Dipl.-Ing., ÖEWAG, Wien.
Hohn, Hans, o. ö. Prof. Dr., Österr. Stickstoffwerke AG, Linz.
Holat Eduard, Dipl.-Ing. Dr. techn., Bundeskanzleramt, Wien.
Janitschek, Friedrich, Dipl.-Ing., Österr. Draukraftwerke AG, Klagenfurt.
Jantsch, Erich, Dr., AG Brown, Boveri & Cie., Baden/Schweiz.
Kahl, Herbert, Dipl.-Ing., Techn. Werke der Stadt Stuttgart.
Kaindl, Karl, Univ.-Doz. Dr., Austro-Chematom, Linz/D.
Kallenbach, Reinhard, Dipl.-Ing., Energie-Versorgung Schwaben AG, Stuttgart.
Keller, Wolfgang, Dr., Siemens-Schuckertwerke AG., Erlangen.
Koci, Alexander, Min.-Rat Dipl.-Ing., Dr. techn., Präsident des ÖVE, Wien.
König, Hubert, Dir. Dipl.-Ing., ELIN-UNION, Wien.
Kornbichler, H., Dr.-Ing., AEG, Kernenergieanlagen, Frankfurt/Main.
Kothbauer, Alexander, Dir. Dipl.-Ing., Tauernkraftwerke AG, Salzburg.
Kunz, Wunibald, Dr. rer. nat., ÖEWAG, Wien.
Ledinegg, Max, Prof. Dipl.-Ing. Dr., Bundesministerium für Handel und Wiederaufbau, Wien.
Löbl, Prof. Dr., Rhein-Westfäl. E-Werk AG, Essen.
Marguerre, F., Gen.-Dir. i. R., Prof. Dr. Dr.-Ing. h. c. Baden-Baden.
Marnet, Chrysanth, Dr. rer. nat., AVR GmbH, Düsseldorf.
Mattick, Wolfgang, Dipl.-Ing., AG Brown, Boveri & Cie, Mannheim.
Matz, Gerhard, Dr. rer. nat., DEGUSSA, Frankfurt/Main.
Menz, W., Dipl.-Ing., BEWAG, Berlin.
Novak, Heinrich, Dir. Dr., Großkraftwerk Franken AG, Nürnberg.
Ortner, G., o. Prof. Dr., Atominstitut der Technischen Hochschule Wien.
Polak, Henri, Dir., ATOMICS INTERNATIONAL, Genf.
Schabert, Hans-Peter, Dipl.-Ing., Siemens-Schuckertwerke AG, Erlangen.
Schenk, Herbert, Dr. rer. nat., Energie-Versorgung Schwaben AG, Stuttgart.
Schludy, H. N., Dr., Bayernwerk AG, München.
Schneeweiß, Günther, Dipl.-Ing. Dr. techn., Techn. Versuchs- und Forschungsanstalt (TVFA) an der Technischen Hochschule Wien.
Schurig, Wolfgang, Dr.-Ing., Studiengesellschaft für Kernkraftwerke G.m.b.H., Wilhelmshaven.
Setzwein, Andreas, Dipl.-Ing., AG Brown, Boveri & Cie., Mannheim.
Stief, H., Dipl.-Ing., BEWAG, Berlin.
Stoll, Wolfgang, Dr., Austro-Chematom, Linz/D.
Teste, Yvan, Electricité de France, Paris.
Weinzierl, P., Doz. Dr., SGAE, Wien.
Wolters, J., Dipl.-Ing., BEWAG, Berlin.
Ziegler, Albert, Dr., Siemens-Schuckertwerke AG, Erlangen.

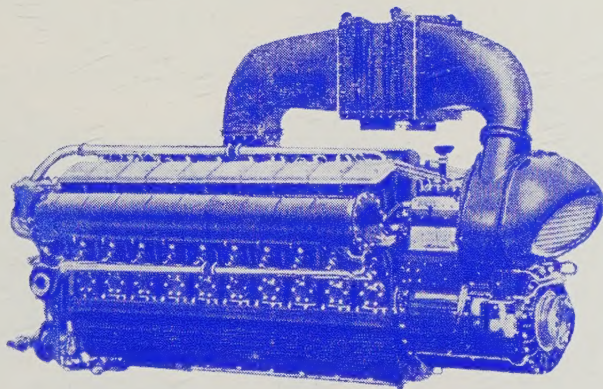
Ihre beste Kraft



**Dieselmotoren
und
Aggregate**



**von 9 bis
3000 PS**



MERCEDES-BENZ

ZENTRALBÜRO FÜR ÖSTERREICH

Verkauf Motoren und Projektbüro
Wien X, Troststraße 109-111
Tel.: 64 16 01 FS 01/2926

DANUBIA A. G.

Abteilung für physikalische Geräte, vertritt in Österreich u. a. folgende französische Firmen, die

GERÄTE FÜR DIE KERNPHYSIK

herstellen und führt Projektierung, Einbau und Wartung durch:

CDC

Compagnie des Compteurs

Reaktorregelung und -überwachung

ausgeführt und in Bau:

Versuchsreaktor Melusine Grenoble

Kraftwerkreaktor in Chinon EDF 1

Simulatoren und Rechengeräte, vollständige Strahlenüberwachungseinrichtungen, Meßeinrichtungen für:

α -, β -, γ -, n-Strahlung, Radioaktivität von CO_2 und Kühlwasser, Feuchtigkeit von Kühlgasen, Höhenstand von schwerem Wasser

Luftüberwachungsgeräte

für den zivilen Luftschutz

für Reaktoren und Laboratorien

Industrielles Fernsehen

für die Beobachtung von Heißen Zellen u. a.

CRC

Verseuchungsmeßgeräte, Luftüberwachungsgerät für Reaktoren, Hochspannungsgeräte für Detektoren, Proportionalverstärker, Elektronenstrahloszillographen, Frequenzgeneratoren 0,005 Hz... 80 MHz

MESCO

Zählgeräte und Mittelwertanzeiger, Proportionalverstärker, Hochspannungsgeräte für Detektoren, Spektrometer für Kernstrahlung, Dosimeter, Dickenmeßgeräte Höhenstandsmesser

DAG
DANUBIA
ZÄHLER

Telefon 36 12 56 Δ



Die Lieferung und Montage der Aufzüge und diverser Hebezeuge in den Reaktor-Zentren Seibersdorf und Wiener Prater wurde der Aufzügefabrik A. FREISSLER anvertraut.

Nicht nur sorgfältige Ausführung und gründliche Planung, sondern auch Widerstandsfähigkeit gegen Strahlungseinflüsse, die für diese Ausrüstungen ein unbedingtes Erfordernis ist, gewährleisten die notwendige Betriebssicherheit und Leistungsfähigkeit der Anlagen.

ANLAGEN

SCHRACK

GLEICHRICHTER

SYSTEME

SELENGLEICHRICHTER

SILIZIUMGLEICHRICHTER

GERMANIUMGLEICHRICHTER